Deutscher Bundestag
13. Wahlperiode

Drucksache 13/2287

14. 09. 95

Unterrichtung

durch die Bundesregierung

Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung im Jahr 1994

Inhalt

Zugeleitet mit Schreiben des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit vom 7. September 1995 gemäß § 5 Abs. 2 des Strahlenschutzvorsorgegesetzes vom 19. Dezember 1986.

I. Auftrag und Zusammenfassung

1. Auftrag

Das Strahlenschutzvorsorgegesetz vom 19. Dezember 1986 (BGBl. I S. 2610), zuletzt geändert durch das Gesetz vom 24. Juni 1994 (BGBl. I S. 1416), sieht die jährliche Berichterstattung durch den Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit an den Deutschen Bundestag und den Bundesrat über die Entwicklung der Radioaktivität in der Umwelt vor. Der Bericht für das Jahr 1994 wird hiermit vorgelegt. Er umfaßt die wichtigsten Informationen und Änderungen im Bereich der Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung gegenüber den Vorjahren. Umfassenderes Datenmaterial wird jeweils in den ausführlichen Jahresberichten über „Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung" wiedergegeben.

2. Zusammenfassung

Der Bericht behandelt

- die natürliche Strahlenexposition (Kapitel II)
- die zivilisatorisch veränderte natürliche Strahlenexposition (Kapitel III)
- die zivilisatorische Strahlenexposition (Kapitel IV)
- die Strahlenexposition durch den Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl (Kapitel V).

Die natürliche Strahlenexposition setzt sich zusammen aus der Strahlenexposition von außen durch die kosmische und terrestrische Komponente und aus der Strahlenexposition von innen durch die Aufnahme natürlich radioaktiver Stoffe in den Körper. Veränderungen der Umwelt des Menschen durch technische Entwicklungen, die eine unbeabsichtigte Anreicherung natürlich radioaktiver Stoffe zur Folge haben, führen zu einer zivilisatorisch bedingten Erhöhung der Strahlenexposition. Insbesondere Radon in Gebäuden und natürlich radioaktive Stoffe aus Bergbau- und Verarbeitungsprozessen können zur Erhöhung der mittleren Strahlenexposition beitragen. Die bisher durchgeführten Messungen haben ergeben, daß in nicht mehr als 2 % der Wohnungen in Deutschland die Radonkonzentration in der Raumluft über einem Wert von 250 Bq/m^3 liegt; diesen Wert sieht die Strahlenschutzkommission als Obergrenze des Normalbereichs an. Darüberliegende Werte treten überwiegend auf in Gebäuden in Bergbaugebieten und in Gebieten, die aufgrund der geologischen Beschaffenheit des Untergrundes erhöhte Radon-Vorkommen aufweisen.

In den neuen Bundesländern wird gemäß Einigungsvertrag vom 31. August 1990 nach fortgeltendem Recht der ehemaligen DDR die bei bergbaulichen und anderen Tätigkeiten durch Radonfolgeprodukte auftretende berufliche Strahlenexposition überwacht. Die mittlere effektive Jahresdosis des betroffenen Personenkreises betrug im Berichtsjahr 1994 5,4 mSv und lag damit weit unter dem gesetzlich festgelegten Dosisgrenzwert von 50 mSv pro Jahr.

Die Beiträge zur zivilisatorischen Strahlenexposition der Bevölkerung resultieren aus dem Betrieb kerntechnischer Anlagen, aus der Anwendung ionisierender Strahlung und radioaktiver Stoffe in Medizin, Forschung, Technik und Haushalt sowie aus dem Fall-out von Kernwaffenversuchen in der Atmosphäre und dem Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl im Jahre 1986.

Die Strahlenexposition der Bevölkerung der Bundesrepublik Deutschland im Jahr 1994 ist in der Abbildung I.1 nach den verschiedenen Quellen aufgeschlüsselt. Die mittlere effektive Jahresdosis der Bevölkerung beträgt rund 4 mSv, wobei die natürlichen und medizinischen Strahlenquellen die Hauptbeiträge liefern, während sich Dosisbeiträge der weiteren Strahlenquellen im Bereich einiger Tausendstel der Gesamtdosis bewegen.

Einzelergebnisse für das gesamte Bundesgebiet im Jahr 1994 lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- Die effektive Dosis aus natürlichen Strahlenquellen beträgt im Mittel ca. 2,4 mSv pro Jahr. Das radioaktive Edelgas Radon und seine kurzlebigen Folgeprodukte liefern über Inhalation den Hauptbeitrag zur Strahlenexposition natürlichen Ursprungs mit einer effektiven Dosis von ca. 1,4 mSv mit einer erheblichen Variationsbreite.

- Die zivilisatorische Strahlenexposition liegt, ausgedrückt als effektive Dosis, bei ca. 1,6 mSv pro Einwohner und Jahr. Der größte Beitrag wird durch die Anwendung radioaktiver Stoffe und ionisierender Strahlen in der Medizin, insbesondere durch die Röntgendiagnostik, verursacht. Dieser Schätzwert kann nicht für Risikoabschätzungen bei der Gesamtbevölkerung herangezogen werden, da sich die medizinisch bedingte Strahlenexposition extrem ungleichmäßig auf die Bevölkerung verteilt.

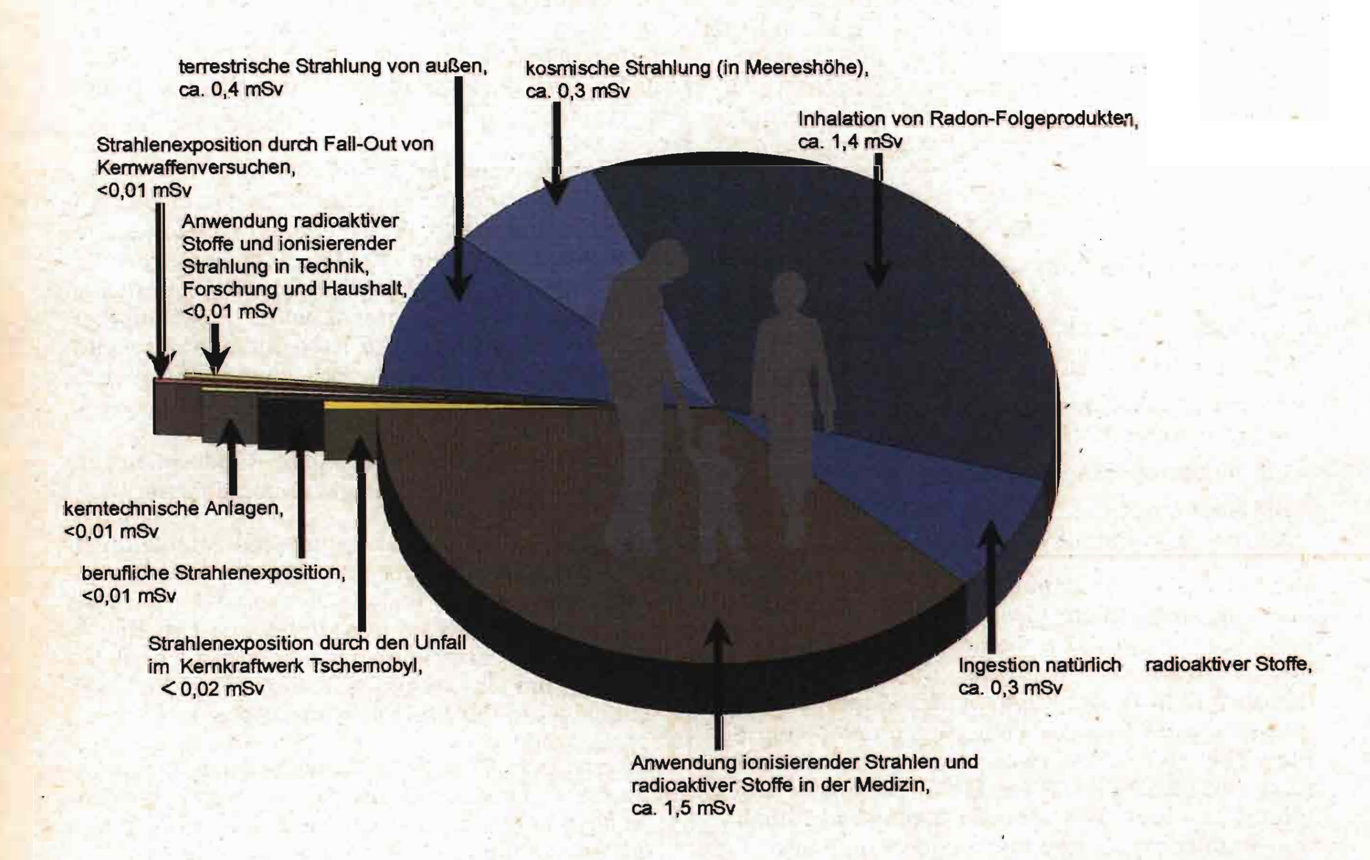
- Der Beitrag der Strahlenexposition durch Kernkraftwerke und sonstige kerntechnische Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland zur mittleren effektiven Dosis der Bevölkerung blieb auch im Jahr 1994 deutlich unter 1 % der zivilisatorischen Strahlenexposition. Die Jahresemissionen radioaktiver Stoffe lagen bei allen kerntechnischen Anlagen unterhalb, bei den meisten weit unterhalb der genehmigten Werte.

– Der Beitrag der beruflichen Strahlenexposition hat sich gegenüber dem Vorjahr nicht verändert.

– Die durch den Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl resultierende mittlere Strahlenexposition der Bevölkerung ging von 0,11 mSv im Jahr 1986 auf weniger als 0,02 mSv zurück.

– Der Beitrag der Strahlenexposition durch die in den vergangenen Jahrzehnten in der Atmosphäre durchgeführten Kernwaffenversuche zur effektiven Dosis ist weiterhin rückläufig und beträgt 1994 weniger als 0,01 mSv. Im Jahr 1994 wurden keine Kernwaffenversuche in der Atmosphäre durchgeführt.

Abbildung I.1



II. Natürliche Strahlenexposition

Durch natürliche Strahlenquellen ist der Mensch einer mittleren effektiven Dosis von 2,4 mSv pro Jahr ausgesetzt. Je nach Höhenlage des Aufenthaltsortes und der geologischen Beschaffenheit des Untergrundes unterliegt die natürliche Strahlenexposition starken Schwankungen.

Die natürliche Strahlenexposition setzt sich aus mehreren Komponenten zusammen, wobei zwischen der externen Exposition durch Höhen- und Bodenstrahlung (kosmische und terrestrische Komponente, siehe Anhang B) und der internen Strahlenexposition durch Inkorporation radioaktiver Stoffe über Inhalation und Ingestion unterschieden wird.

Die externe Strahlenexposition beträgt im Mittel 0,7 mSv pro Jahr und setzt sich etwa zu gleichen Teilen aus der kosmischen und terrestrischen Strahlungskomponente zusammen.

Abbildung II.1 zeigt die ortsabhängige Verteilung der externen Strahlenexposition im Freien in der Bundesrepublik Deutschland.

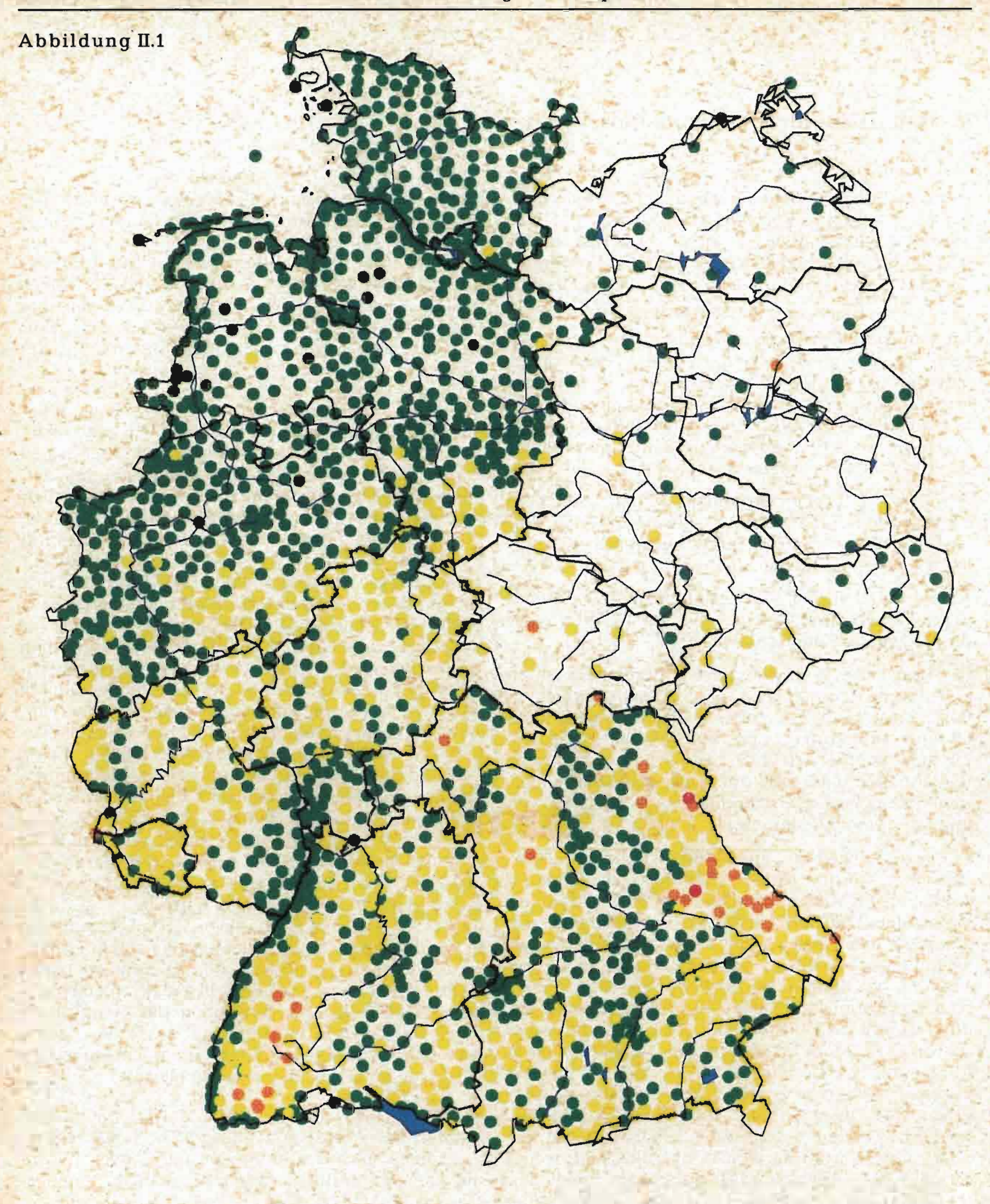
Die kosmische Komponente der Strahlenexposition entsteht im wesentlichen durch Gammastrahlung. Für den Aufenthalt in Meereshöhe wird dafür eine effektive Dosis von 0,24 mSv pro Jahr berechnet. Die durch Neutronen (0,03 mSv pro Jahr) und kosmische Radionuklide (0,01 mSv pro Jahr) verursachten Beiträge zur kosmischen Strahlenexposition sind von untergeordneter Bedeutung.

Die terrestrische Komponente der externen Strahlenexposition wird im wesentlichen durch die Gammastrahlung des Kalium-40 sowie durch die Strahlung der Radionuklide der natürlichen Zerfallsreihen von Uran-238 und Thorium-232 verursacht. Der Gehalt an Kalium-40 im Boden schwankt zwischen 40 und 1 000 Bq pro Kilogramm Trockenmasse (TM). Innerhalb der Zerfallsreihe des Uran-238 spielt das Radium-226 die wichtigste Rolle, der Gehalt im Boden schwankt in Deutschland zwischen 10 und 200 Bq je Kilogramm TM. Der Gehalt an Thorium-232 aus der Thorium-Reihe liegt zwischen 8 und 80 Bq pro Kilogramm TM. Die effektive Dosis, verursacht durch terrestrische Strahlung von außen in Deutschland, errechnet sich im Mittel zu 0,41 mSv pro Jahr, wobei die effektive Dosis durch Aufenthalt im Freien 0,07 mSv und in Gebäuden 0,34 mSv beträgt. Dabei nimmt man eine Aufenthaltsdauer von 5 Stunden pro Tag im Freien und 19 Stunden in Gebäuden an. Diese Werte basieren auf einer effektiven Jahresdosis von 0,32 mSv im Freien (Wertebereich 0,06 mSv bis 2,2 mSv) und 0,43 mSv in Gebäuden (Wertebereich 0,09 bis 2,4 mSv). Die höheren Werte findet man über Granitmassiven mit einer erhöhten spezifischen Aktivität der Radioisotope von Radium, Thorium und Kalium.

Die interne Strahlenexposition des Menschen aus natürlichen Quellen beträgt im Mittel 1,7 mSv pro Jahr. Allein auf das radioaktive Edelgas Radon und seine Zerfallsprodukte entfallen ca. 1,4 mSv pro Jahr (effektive Dosis durch Aufenthalt im Freien 0,2 mSv; effektive Dosis durch Aufenthalt in Gebäuden 1,2 mSv). In den letzten Jahren ergaben sich neue Erkenntnisse über die Wirkung des Radons. Die Internationale Strahlenschutzkommission (ICRP) hat daher 1993 in ihrer Publikation Nr. 65 Empfehlungen zum Schutz vor Radon-222 in Wohnungen und am Arbeitsplatz vorgelegt und eine neue Dosiskonvention vorgeschlagen, bei deren Anwendung sich die Strahlenexposition durch Radon und seine Folgeprodukte auf etwa 60 Prozent der angegebenen Werte reduziert. Den Hauptanteil liefern die kurzlebigen Folgeprodukte des Radon-222 (Halbwertszeit 3,8 Tage). Das Radon-222 ist ein Tochterprodukt des Radium-226 und gelangt durch Diffusion aus dem Erdboden in die bodennahe Luft. Radon und seine Zerfallsprodukte werden mit der Atemluft aufgenommen. Während das Radon selbst zum größten Teil wieder ausgeatmet wird, scheiden sich seine Zerfallsprodukte vorwiegend in verschiedenen Bereichen des Atemtraktes ab. Die beim radioaktiven Zerfall auftretende, biologisch besonders wirksame Alphastrahlung führt zu einer Strahlenexposition des Atemtraktes. Etwa 50 Prozent der gesamten natürlichen Strahlenexposition entfallen auf die Exposition des Atemtraktes durch die kurzlebigen Zerfallsprodukte des Radon. Andere Organe werden durch Radon und seine Zerfallsprodukte nicht nennenswert belastet.

Kalium-40 sowie die Radionuklide der natürlichen Zerfallsreihen von Uran-238 und Thorium-232 werden über Trinkwasser und Nahrung (Ingestion) aufgenommen und rufen eine mittlere effektive Jahresdosis von 0,3 mSv hervor.

Abbildung II.1



Mittlere externe Strahlenexposition in der Bundesrepublik Deutschland im Freien

Datenquelle: DWD, BZS

Daten aus IMIS

Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Bonn

Skalierung: linear

mSv pro Jahr

- < 0.25
- – 0.5
- – 0.75
- – 1
- – 1.25

III. Zivilisatorisch veränderte natürliche Strahlenbelastung

1. Radioaktive Stoffe in Baumaterialien und Industrieprodukten

Zum Schutz der Bevölkerung gegen ionisierende Strahlen werden seit mehr als 15 Jahren im alten und neuen Bundesgebiet Untersuchungen über die Strahlenexposition durch radioaktive Stoffe in Baumaterialien, industriellen Rest- und Abfallstoffen durchgeführt.

Der Gehalt der für die Strahlenexposition entscheidenden Radionuklide Radium-226, Thorium-232 und Kalium-40 in Natursteinen, Baustoffen und Industrieprodukten geht aus Tabelle III.1 hervor. Die spezifische Aktivität dieser Radionuklide in den Materialien ist sehr unterschiedlich. Unter den Baustoffen natürlichen Ursprungs weisen saure Magmasteine, insbesondere Granite, vergleichsweise hohe Gehalte an natürlichen Radionukliden auf.

In Rückständen industrieller Prozesse können sich radioaktive Stoffe anreichern, die bei Einsatz als Sekundärrohstoffe im Bauwesen zu einer erhöhten Strahlenexposition der Bevölkerung führen können. In Einzelfällen wurden zum Beispiel für ältere Bauten, deren Wände Schlacke der Kupferschieferverhüttung enthalten, Strahlenexpositionen durch externe Bestrahlung von mehr als 4,4 mSv pro Jahr berechnet. Vergleichsweise beträgt die Strahlenexposition bei Verwendung konventioneller Baustoffe im Mittel nur 0,70 mSv pro Jahr. Dieser Wert beruht auf Untersuchungen in Wohnungen der alten Bundesländer und wurde durch Messungen in 321 Wohnungen der neuen Bundesländer mit einem Mittelwert von 0,68 mSv pro Jahr bestätigt.

2. Radon in Gebäuden

Die Inhalation von Radon-222 und seinen Zerfallsprodukten ist die dominierende Komponente natürlicher Strahlenexposition der Bevölkerung. Unter Berücksichtigung des aktuellen wissenschaftlichen Kenntnisstandes wurde durch die Strahlenschutzkommission 1994 eine erneute Beurteilung der Strahlenexposition durch Radon und seine Zerfallsprodukte in Gebäuden vorgenommen.

In Übereinstimmung mit dem von der ICRP vorgeschlagenen Bereich von 200 bis 600 Bq/m^3 für einen nationalen Richtwert wurde der bereits 1988 von der SSK empfohlene Normalbereich der Radonkonzentration für Wohngebäude bis 250 Bq/m^3 bestätigt. Radonkonzentrationen zwischen 250 und 1 000 Bq/m^3 werden als Ermessensbereich für einfache Maßnahmen zur Reduzierung der Exposition durch Radon betrachtet, der Bereich über 1 000 Bq/m^3 als Sanierungsbereich.

Ergänzend zu den Radon-Langzeitmessungen in den alten Bundesländern wurden durch das Bundesamt für Strahlenschutz im Zeitraum 1990 bis 1993 Messungen der Konzentration von Radon in Wohnräumen Ostdeutschlands durchgeführt. Dabei wurden in nach dem Zufallsprinzip ausgewählten Wohnungen Detektoren über ein Jahr exponiert. Die Häufigkeitsverteilung der Radonkonzentrationen aus 1 530 Wohnungen entspricht im wesentlichen der aus den alten Bundesländern (s. Tabelle III.2).

Im Rahmen des Projektes „Modellhafte Sanierung radonbelasteter Wohnungen in Schneeberg" wurde bis Ende 1994 in 18 Gebäuden mit erheblich über dem Normalbereich liegenden Radonkonzentrationen eine Sanierung zur Verbesserung der Strahlensituation erprobt. Es zeigte sich, daß die international beschriebenen Sanierungsverfahren oft nicht ausreichten, um extrem hohe Radonkonzentrationen in Häusern auf ein akzeptables Niveau zu senken. Insbesondere war dies bei Verbindungen der Gebäude mit alten Gruben der Fall. Die zu veranschlagenden Sanierungskosten liegen auf Grund dieser Besonderheit und der Bauweise der zum Teil sehr alten Gebäude meist erheblich über den Kosten, die für Radonsanierungen in der Literatur angegeben werden. Während bei einer Reihe von Häusern ein guter Sanierungserfolg erzielt wurde, gelang es insbesondere bei Häusern mit einer veralteten Bauweise, die zudem eine Verbindung mit alten Gruben haben, nicht immer, extrem hohe Radonkonzentrationen im erforderlichen Maß zu reduzieren.

Eine Außerbetriebnahme der noch aktiven Hauptgrubenlüfter des Grubengebäudes Schlema/Aue bestätigte die Beeinflussung der Radonkonzentration durch das untertägige Bewetterungssystem in einer Reihe von Häusern.

3. Radioaktive Stoffe in der Umwelt als Folge des Bergbaus

3.1 Umgebungsüberwachung an den Sanierungsbetrieben der Wismut GmbH

Die Sanierungsbetriebe der Wismut GmbH ermittelten unter Kontrolle der zuständigen Landesbehörden im Berichtsjahr 1994 die Ableitung radioaktiver Stoffe und die durch die bergbaulichen Tätigkeiten insgesamt verursachte radioaktive Kontamination der Betriebsflächen und des Umlandes.

Bei allen Sanierungsarbeiten – mit Ausnahme des Sanierungsbetriebes in Seelingstädt – wurden für die Ableitungen radioaktiver Stoffe mit Abwettern und Abwässern im Jahre 1994 neue Genehmigungswerte festgelegt. Diese Genehmigungswerte wurden nach Maßgabe des Optimierungsgrundsatzes der aktuel-

len Sanierungs- und Betriebssituation angepaßt. Sie sind restriktiver als die Werte, die noch bis 1993 aus der Zeit des aktiven Bergbaus fortgalten.

Bei den Ableitungen von Radon-222 aus Abwetterschächten und Wetterbohrlöchern ergaben sich 1994 an einigen Ableitungspunkten der Sanierungsbetriebe Schlema/Alberoda, Dresden-Gittersee und Königstein (Abbildung III.1) geringfügige Überschreitungen der Genehmigungswerte. Die für das Jahr 1994 ermittelten Werte der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Abwasser zeigen, daß die festgelegten Genehmigungswerte eingehalten wurden (Abbildung III.2). Bei den Sanierungsbetrieben in Schlema/Alberoda und Königstein, aber auch in Dresden-Gittersee, haben sich die Ableitungswerte für Radon-222 seit 1991/92 allmählich erhöht. Dieser nicht voraussehbare Anstieg wurde durch notwendige Veränderungen bei untertägigen Arbeiten verursacht (Instandsetzung und Bewetterung alter Gruben zur Vorbereitung der Flutung). Durch die zuständige Behörde wurden Maßnahmen zur Reduzierung der Radonableitungen und Auflagen zur kontinuierlichen Messung der Radon-222-Konzentration in der Nähe von Wohnbebauungen eingeleitet.

Die aus den übrigen bergbaulichen Anlagen (vor allem industrielle Absetzanlagen, Halden) freigesetzte Radonaktivität wird aus den Radium-226-Konzentrationen der deponierten Materialien unter Zugrundelegung einer abgeleiteten normierten Freisetzungsrate von 1 Bq Rn-222/m^2 · sec pro Bq Ra-226/g Material mit einer theoretisch möglichen Radonfreisetzung von $2 \cdot 10^{15}$ Bq pro Jahr abgeschätzt. Diese Abschätzung bezieht sich auf die Situation vor Beginn der Sanierungstätigkeiten; infolge der bereits abgeschlossenen Sanierungsarbeiten hat sich die Radonfreisetzung zwischenzeitlich verringert.

Kontrollmessungen in der Umgebung der Betriebe haben gezeigt, daß durch Ableitung von Uran und Radium-226 mit den Abwässern in den großen Vorflutern der Bergbaugebiete (Elbe, Mulde, Weiße Elster und Pleiße) keine oder nur geringfügige Veränderungen der natürlichen Aktivitätskonzentration dieser Radionuklide verursacht wurden. In den unmittelbar durch Ableitungen betroffenen kleineren Zuflüssen zu den o. g. Gewässern tritt aufgrund der geringeren Abflußmenge eine im Vergleich zum natürlichen Pegel deutlich erhöhte Aktivitätskonzentration dieser Radionuklide auf. Diese Gewässer werden jedoch nicht genutzt. Unter der Annahme der Nutzung der großen Vorfluter als Trinkwasser ergibt sich eine theoretisch ermittelte effektive Jahresdosis von 0,001 bis 0,02 mSv/a.

Die im Rahmen der Immissionsüberwachung in den Bergbaugebieten ermittelte Aktivitätskonzentration von Radon-222 in der Atemluft im Freien übersteigt häufig die für große Gebiete Mittel- und Norddeutschlands charakteristische Spannweite von 8 bis 23 Bq/m^3. Auf Betriebsflächen und in der unmittelbaren Nähe von Abwetterschächten, industriellen Absetzanlagen und einigen großflächigen Halden wurden insbesondere bei ungünstigen atmosphärischen Bedingungen (z. B. Inversionen in Tallagen) Spitzenwerte bis zu 500 Bq/m^3 Radon-222 festgestellt. Wie durch Messungen und Modellrechnungen nachgewiesen wurde, liegen in geringer Entfernung von diesen Objekten die Werte für die Radonkonzentration bereits wieder in der für das Gebiet typischen Spannweite von 25 bis 80 Bq/m^3. Vergleichbare Werte wurden in bergbaufreien Gebieten im Süden der neuen Bundesländer festgestellt, die ähnliche geologische Verhältnisse wie die Bergbauregionen aufweisen.

Die Messungen des Bundesamtes für Strahlenschutz im Rahmen der großräumigen Langzeitüberwachung der Radonkonzentration in der bodennahen Luft im Freien wurden auch im Jahre 1994 fortgesetzt.

3.2 Altlastenkataster

Nach § 11 Abs. 8 des Strahlenschutzvorsorgegesetzes obliegt dem Bund nunmehr im Bereich der neuen Bundesländer die Ermittlung der Umweltradioaktivität aus bergbaulicher Tätigkeit in Gegenwart natürlich radioaktiver Stoffe. Das für diese Aufgabe zuständige Bundesamt für Strahlenschutz führt hierzu seit 1991 das Projekt „Radiologische Erfassung, Untersuchung und Bewertung bergbaulicher Altlasten (Altlastenkataster)" durch.

Der in der 2. Projektphase („Altlastenverifikation", 1992/93) verifizierte und bewertete Datenbestand wurde 1994 in die für die Ergebnisdokumentation entwickelte Datenbank A.LAS.KA (Altlastenkataster) aufgenommen.

Der Bericht über die Ergebnisse der 2. Projektphase, die in der Datenbank gespeicherten Informationen sowie thematische Übersichtskarten wurden den für den Vollzug des Strahlenschutzes zuständigen Länderbehörden in Sachsen, Thüringen und Sachsen-Anhalt übergeben. Damit verfügen diese Vollzugsbehörden nunmehr über eine wichtige Erkenntnisgrundlage zur radiologischen Altlastensituation, die auch bei Entscheidungen über Notwendigkeit und Inhalt möglicher expositionsverringernder Maßnahmen herangezogen werden kann.

Ziel der in den Jahren 1993/94 eingeleiteten 3. Projektphase („Altlastenuntersuchungen") ist die genaue Eingrenzung der Flächen, die bergbaubedingt eine erhöhte Umweltradioaktivität aufweisen, sowie die Ermittlung der Ausdehnung und Tiefenverteilung der radioaktiv kontaminierten Schichten. Hierzu wurden im Rahmen einer Erstbewertung 1993 zunächst die Punkte und Flächen identifiziert, die deutlich erhöhte Werte der Gamma-Ortsdosisleistung oder der Radionuklidkonzentrationen in einzelnen Umweltmedien zeigen. Ferner wurden an den Standorten Dittrichshütte, Aue/Hakenkrümme und Freital erste Meßprogramme durchgeführt. 1994 wurden weitere Meßprogramme in den Verdachtsflächen Gottesberg und Johanngeorgenstadt (Altbergbaugebiete und Uranerzbergbaugebiete der Nachkriegszeit) sowie Hettstedt (Abbaugebiet von uranvererztem Kupferschiefer) durchgeführt.

Bis zum Jahre 1997 sollen die Untersuchungen für alle Verdachtsflächen abgeschlossen sein. Es wird dann ein vollständiger Überblick über die bergbaubedingte Umweltradioaktivität vorliegen.

Tabelle III.1

Bandbreite der spezifischen Aktivität natürlicher Radionuklide in Baustoffen und Industrieprodukten in Bq/kg Trockenmasse (TM)

Material	Ra–226 (Bq/kg TM)	Th–232 (Bq/kg TM)	K–40 (Bq/kg TM)
Baustoffe natürlichen Ursprungs			
saure Magmagesteine	30– 500	17– 310	380–4 000
basische Gesteine	< 10– 36	< 10– 37	100– 380
Naturgips, Anhydrit	2– 70	2– 100	7– 200
Kalkstein, Marmor	4– 41	2– 20	< 40– 240
Kies, Sand	1– 39	1– 64	3–1 200
Lehm, Ton	< 16– 90	18– 200	300–2 000
Bims, Tuff, Lava	< 20– 200	25– 300	490–2 000
Finalbaustoffe, Bindemittel			
Ziegel, Klinker	10– 200	12– 200	100–2 000
Beton	7– 92	4– 80	50–1 600
Kalksandstein, Porenbeton	6– 80	1– 60	40– 800
Zement	10– 330	10– 200	< 40– 700
Kalk, Kalkhydrat	13– 60	2– 93	< 20– 600
Sonstige Industrieprodukte, Rohstoffe			
Düngemittel	< 20–1 000	< 20– 30	< 40–8 000
Rohphosphate	10–2 000	< 20– 100	< 40– 900
Steinkohle	< 20– 30	< 20– < 50	7– 700
Braunkohle	1– 51	1– 58	< 4– 220
Koks	20– 30	< 20	40– 80
Industrielle Abfallstoffe			
REA-Gips	< 5– 25	< 5– 20	24– 80
Bergbauabraum	< 30–5 900	27– 100	40–1 200
Braunkohlefilteraschen	4– 200	6– 150	12– 610
Schlacke	8–2 100	6– 340	10–1 000
Hüttenbims	110– 230	24– 62	180– 190
Bauxit, Rotschlamm	< 20– 800	< 50–1 000	1–1 000

Tabelle III.2

Relative Häufigkeiten der Radonkonzentrationen in Wohnungen Ost- und Westdeutschlands

Radon-konzentration in Bq/m³	Relative Häufigkeit in %	
	alte Bundesländer	neue Bundesländer
> 50	33,39	40,09
> 100	6,96	14,25
> 250	0,88	1,78
> 500	0,21	0,45
> 1000	0,058	0,22

Abbildung III.1

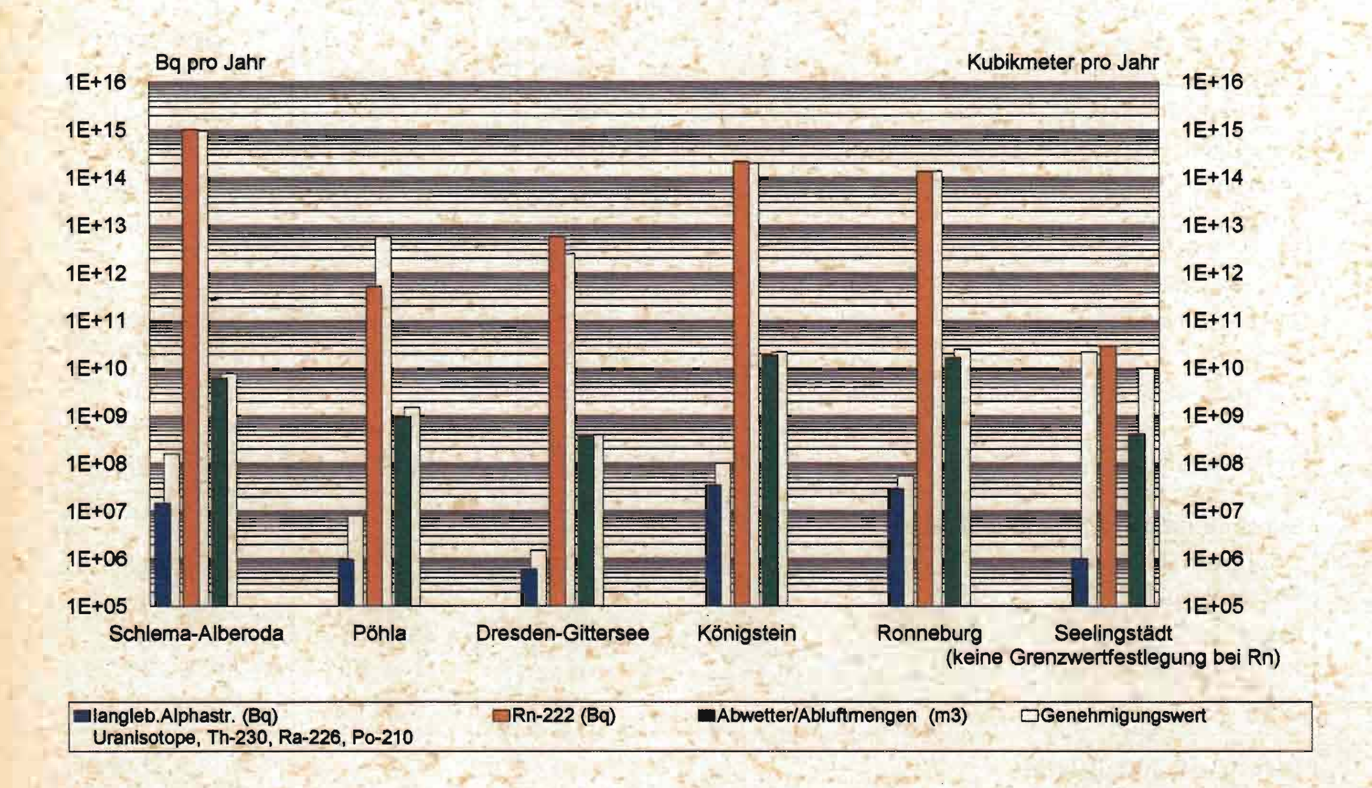
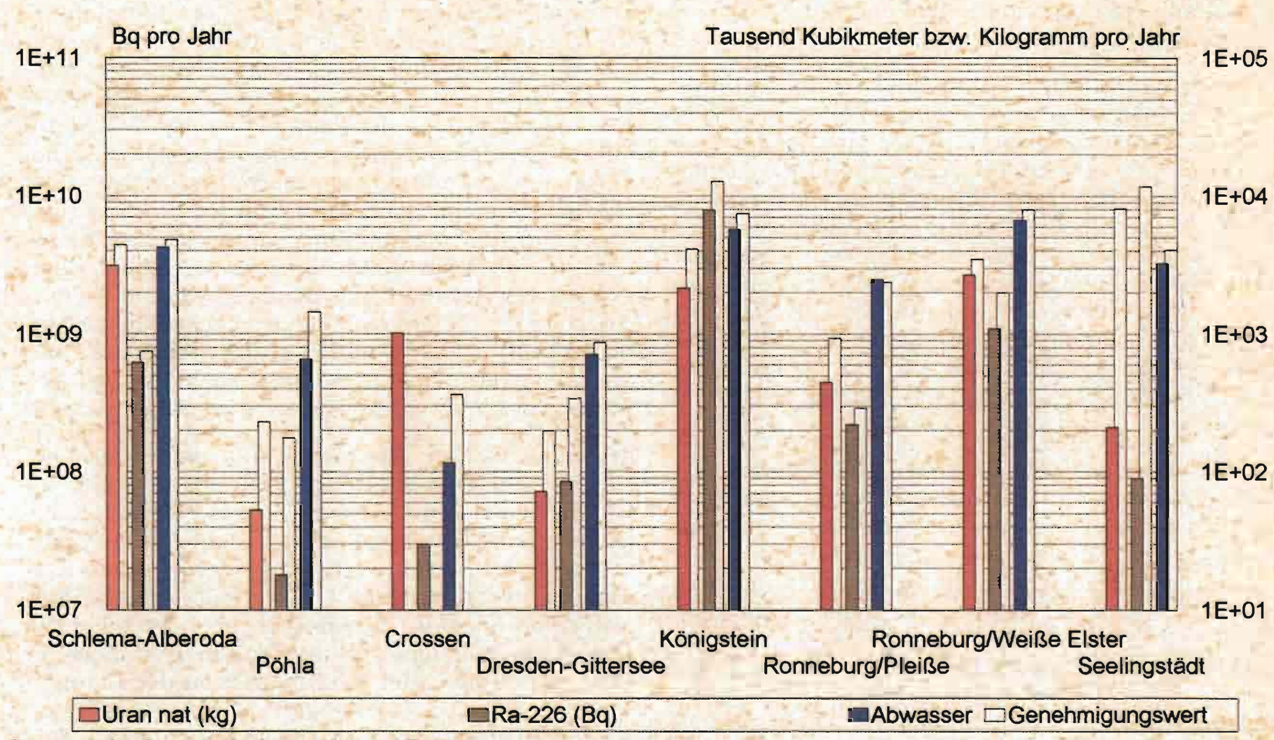


Abbildung III.2



IV. Zivilisatorische Strahlenexposition

1. Kerntechnische Anlagen

1.1 Zusammenfassung der Ergebnisse für kerntechnische Anlagen

Aus den für das Jahr 1994 ermittelten Werten für die Ableitung radioaktiver Stoffe mit Abluft und Abwasser aus kerntechnischen Anlagen geht hervor, daß die von den zuständigen Behörden festgelegten Höchstwerte für die jährlichen Emissionen in allen Fällen eingehalten wurden. Die tatsächlichen jährlichen Ableitungen liegen im allgemeinen deutlich unter den Genehmigungswerten, wie beispielsweise für Kernkraftwerke der Vergleich zwischen den Werten der Abbildung IV.2 und üblichen Genehmigungswerten von ca. 10^{15} Bq für Edelgase, ca. $3 \cdot 10^{10}$ Bq für Aerosole und ca. 10^{10} Bq für Iod-131 zeigt.

Die für 1994 aus den jährlichen Ableitungen nach der „Allgemeinen Verwaltungsvorschrift zu § 45 Strahlenschutzverordnung" für eine Referenzperson berechneten Werte der Strahlenexposition haben die in der Strahlenschutzverordnung festgelegten Dosisgrenzwerte unterschritten und betragen in der Regel bei der effektiven Dosis und bei den einzelnen Organdosen weniger als 10% des jeweiligen Dosisgrenzwertes. Damit sind die oberen Werte der Strahlenexposition durch Ableitungen radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen deutlich kleiner als die Schwankungsbreite der natürlichen Strahlenexposition in der Bundesrepublik Deutschland.

Der Beitrag der kerntechnischen Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland sowie im angrenzenden Ausland zur mittleren effektiven Dosis der Bevölkerung der Bundesrepublik Deutschland lag auch 1994 deutlich unter 0,01 mSv pro Jahr (Abbildung I.1) und ist damit für das Strahlenrisiko ohne Bedeutung.

1.2 Jahresableitungen radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen

Die Ableitungen radioaktiver Stoffe mit Abluft und Abwasser aus kerntechnischen Anlagen werden nach der „Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen" von den Betreibern der einzelnen Anlagen ermittelt und an die zuständigen Aufsichtsbehörden berichtet. Einzelheiten über Umfang der Messungen, Meßverfahren, Probeentnahme, Instrumentierung und Dokumentation der Meßergebnisse sind in Regeln des Kerntechnischen Ausschusses festgelegt. Die von den Betreibern der Anlagen vorzunehmenden Messungen werden durch Kontrollmessungen behördlich beauftragter Sachverständiger entsprechend der Richtlinie über die „Kontrolle der Eigenüberwachung radioaktiver Emissionen aus Kernkraftwerken" überprüft.

Die für 1994 ermittelten jährlichen Ableitungen radioaktiver Stoffe mit Abluft und Abwasser von Kernkraftwerken sind in den Abbildungen IV.2 und IV.3 angegeben und nach Nuklidgruppen aufgeschlüsselt. Sie liegen in der Größenordnung der Ableitungen der Vorjahre und unterschreiten deutlich die entsprechenden Genehmigungswerte. In Abbildung IV.4 sind die Daten über die Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Abluft aus den Forschungszentren Karlsruhe, Jülich, Rossendorf und Geesthacht für das Jahr 1994 zusammengefaßt. Die Ableitungen radioaktiver Stoffe aus den übrigen Forschungsreaktoren betragen im Mittel nur einige Prozent der Ableitungen von Kernkraftwerken. In Abbildung IV.5 sind die entsprechenden Abwasserdaten im Jahr 1994 zusammengestellt. Abbildung IV.6 enthält Angaben über die Ableitung radioaktiver Stoffe mit Abluft und Abwasser aus kernbrennstoffverarbeitenden Betrieben.

Im benachbarten Ausland waren Ende 1994 in Grenznähe, d. h. bis zu einer Entfernung von 30 km zur deutschen Grenze, die in Tabelle IV.1 aufgeführten kerntechnischen Anlagen in Betrieb. Das Kernkraftwerk Mühleberg wurde trotz der größeren Entfernung zur deutschen Grenze mitberücksichtigt, weil es im Einzugsgebiet des Rheins liegt. Über die jährlichen Emissionen kerntechnischer Anlagen in EG-Ländern berichtet die Kommission der Europäischen Union. Die Ableitungen der schweizerischen Anlagen werden in den jährlichen Berichten der Eidgenössischen Kommission zur Überwachung der Radioaktivität veröffentlicht.

1.3 Berechnete obere Werte der Strahlenexposition in der Umgebung kerntechnischer Anlagen

Aus den Ergebnissen der Emissionsüberwachung wird die Strahlenexposition der Bevölkerung in der Umgebung der kerntechnischen Anlagen für die in der Strahlenschutzverordnung definierte Referenzperson nach dem Verfahren ermittelt, das in der „Allgemeinen Verwaltungsvorschrift zu § 45 Strahlenschutzverordnung: Ermittlung der Strahlenexposition durch die Ableitung radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen oder Einrichtungen" festgelegt ist. Die in den Abbildungen IV.7 bis IV.10 angegebenen Expositionswerte stellen obere Werte dar, die gemäß § 45 Abs. 2 StrlSchV für eine Referenzperson an den ungünstigsten Einwirkungsstellen ermittelt wurden. Die ungünstigsten Einwirkungsstellen sind die Stellen in der Umgebung einer Anlage, bei denen aufgrund der Verteilung der abgeleiteten radioaktiven Stoffe in der Umgebung durch Aufenthalt oder durch Verzehr dort erzeugter Lebensmittel die höchste Strahlenexposition der Referenzperson zu erwarten ist. Bei der Berechnung dieser Werte wurden die in Anlage XI StrlSchV genannten Expositionspfade und die Lebensgewohnheiten der Referenzperson be-

rücksichtigt, die ungünstige Ernährungsgewohnheiten und Aufenthaltszeiten beinhalten.

Die Ergebnisse der Berechnung der Strahlenexposition der Bevölkerung im Jahr 1994 in der Umgebung von Kernkraftwerken durch die Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Abluft enthält Abbildung IV.7. Angegeben ist die effektive Dosis für Erwachsene und Kleinkinder sowie die Schilddrüsendosis für Kleinkinder über sämtliche relevanten Expositionspfade: Gammastrahlung aus der Abluftfahne (Gammasubmersion), Gammastrahlung am Boden abgelagerter radioaktiver Stoffe, Inhalation und Ingestion. Abbildung IV.7 zeigt als größten Wert der effektiven Dosis für Erwachsene 0,007 mSv (rund 2 % des Grenzwertes nach Strahlenschutzverordnung) und für Kleinkinder 0,013 mSv (rund 4 % des Dosisgrenzwertes) beim Kernkraftwerk Würgassen. Der größte Wert der Schilddrüsendosis für Kleinkinder ergibt sich mit 0,014 mSv (rund 2 % des Dosisgrenzwertes) jeweils bei den Kernkraftwerken Würgassen und Philippsburg.

In Abbildung IV.8 sind die aus den Ableitungen radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser aus Kernkraftwerken resultierenden oberen Werte der effektiven Dosis für Erwachsene und Kleinkinder zusammengestellt. Hierbei wurden ebenfalls ungünstige Verzehrs- und Lebensgewohnheiten angenommen, insbesondere für Erwachsene ein hoher Konsum an Flußfisch, der in der Kühlwasserfahne gefangen wurde und für beide Personengruppen der Aufenthalt von 1 000 Stunden am Flußufer oder auf Wiesen in Flußnähe. Der größte Wert der effektiven Dosis beträgt 0,0005 mSv (entsprechend rund 0,2 % des Grenzwertes) beim Standort der Kernkraftwerke Neckar 1 und 2.

Entsprechend der Allgemeinen Verwaltungsvorschrift zu § 45 Strahlenschutzverordnung wurde die Strahlenexposition am Unterlauf der Flüsse näher betrachtet, wobei jeweils sämtliche Emittenten berücksichtigt wurden. Die höchste effektive Dosis wurde mit etwa 0,002 mSv für Erwachsene und Kleinkinder im Mündungsgebiet des Neckars ermittelt; am Unterlauf der Weser wurden für Erwachsene 0,0004 mSv und für Kleinkinder 0,0005 mSv berechnet. An Rhein, Donau und Main liegen die effektiven Dosen bei 0,0002 mSv. Zu diesen Werten trägt vor allem die äußere Bestrahlung auf Überschwemmungsgebieten bei, die im wesentlichen durch Ablagerungen in früheren Jahren bedingt ist.

Die in Abbildung IV.9 angegebenen Werte für die entsprechenden Strahlenexpositionen durch die Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Abluft aus Forschungszentren stammen aus den Jahresberichten und aus zusätzlichen Angaben der Strahlenschutzabteilungen der Forschungszentren Karlsruhe, Jülich, Rossendorf und Geesthacht. Die Abbildung weist für die effektive Dosis im Jahr 1994 als höchsten Wert 0,0034 mSv (rund 1 % des Grenzwertes) für Erwachsene und 0,0059 mSv (2 % des Grenzwertes) für Kleinkinder beim Forschungszentrum Jülich auf. Der höchste Wert der Schilddrüsendosis für Kleinkinder ergibt sich mit 0,008 mSv (rund 1 % des Grenzwertes) ebenfalls beim Forschungszentrum Jülich.

Für die Strahlenexposition über das Abwasser aus Forschungszentren ergibt die Abschätzung aufgrund von Meßwerten, die bei radiologischen Untersuchungen ermittelt wurden, einen oberen Wert von 0,02 mSv pro Jahr.

Für die kernbrennstoffverarbeitenden Betriebe in Hanau, Karlstein, Lingen und Gronau sind in Abbildung IV.10 die für die ungünstigste Einwirkungsstelle berechneten oberen Werte der effektiven Dosis für Erwachsene und Kleinkinder sowie die oberen Werte der Lungendosis für Kleinkinder durch die Emissionen radioaktiver Stoffe mit der Abluft angegeben. Der höchste Wert der effektiven Dosis beträgt 0,0004 mSv für Erwachsene (rund 0,1 % des Grenzwertes), der höchste Wert der Lungendosis 0,001 mSv für Kleinkinder (rund 0,1 % des Grenzwertes).

Die durch die Ableitung von Alphastrahlern mit dem Abwasser bedingten Werte der effektiven Dosis von Erwachsenen und Kleinkindern in der Umgebung kernbrennstoffverarbeitender Betriebe sind in Abbildung IV.6 aufgeführt. Wie im Vorjahr liegen auch im Jahr 1994 die Werte der effektiven Dosis in der Umgebung aller kernbrennstoffverarbeitenden Betriebe bei jeweils weniger als 0,0001 mSv.

Die Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Abluft aus dem Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM) ist in Tabelle IV.4 aufgeführt. Im Jahr 1994 wurde wie im Vorjahr kein Abwasser aus der speziellen Kanalisation des Kontrollbereiches in die Umgebung abgegeben. Der durch die Ableitung radioaktiver Stoffe im Jahr 1994 mit der Abluft ermittelte Wert der effektiven Dosis für Erwachsene betrug 0,0008 mSv, für Kleinkinder 0,0014 mSv; dies sind 0,3 % bzw. 0,5 % des Grenzwertes nach der Strahlenschutzverordnung. Die Lungendosis errechnete sich zu 0,0050 mSv für Erwachsene und 0,0099 mSv für Kleinkinder (ca. 0,6 % bzw. 1,1 % des Grenzwertes).

Bei den Kernbrennstoff-Zwischenlagern Ahaus und Gorleben sowie bei Faßlagern wie z. B. Gorleben, Mitterteich oder Faßlagern innerhalb kerntechnischer Anlagen treten im Normalbetrieb keine nennenswerten Emissionen radioaktiver Stoffe auf; daher ist die hieraus resultierende Strahlenexposition der Bevölkerung vernachlässigbar gering. Meßbar ist im allgemeinen nur die Gammadosisleistung in unmittelbarer Nähe dieser Anlagen. Bei Zwischenlagern wie z. B. Abklingbecken für Brennelemente oder Anlagen zur Abfallkonditionierung, die sich innerhalb von Kernkraftwerken, Kernforschungszentren und sonstigen kerntechnischen Betrieben befinden und in deren Fortluftführung bzw. Abluftplan und ggf. Abwasserbehandlung einbezogen sind, werden die Emissionen in den bilanzierten Ableitungen des jeweiligen Standortes erfaßt und bei der Ermittlung der Strahlenexposition der Bevölkerung berücksichtigt.

Der Betrieb kerntechnischer Anlagen in Nachbarländern (Tabelle IV.1) führte 1994 unter Anwendung der Allgemeinen Verwaltungsvorschrift zu § 45 Strahlenschutzverordnung auf Bundesgebiet zu oberen Werten der effektiven Dosis im Bereich von 0,005 mSv. Für die Schilddrüsendosis eines Kleinkindes über sämtliche relevanten Expositionspfade errechnet sich

ein oberer Wert von 0,02 mSv pro Jahr; den größten Beitrag zur Schilddrüsendosis liefert der Weide-Kuh-Milch-Pfad. Bei den im Rahmen der Umgebungsüberwachung durchgeführten Messungen des Radioiodgehaltes von Milchproben aus grenznahen Weidegebieten wurde im Berichtszeitraum Iod-131 in Milch nicht nachgewiesen.

2. Anwendung radioaktiver Stoffe und ionisierender Strahlen in der Medizin

Die zivilisatorische Strahlenexposition der Bevölkerung durch die medizinische Anwendung ionisierender Strahlen und radioaktiver Stoffe betrug im Jahr 1994 im Mittel, ausgedrückt als effektive Dosis, ca. 1,5 mSv. Die Röntgendiagnostik bedingt den größten Anteil an der zivilisatorischen Strahlenexposition der Bevölkerung.

Da sich die medizinisch bedingte Strahlenexposition extrem ungleichmäßig auf die Bevölkerung verteilt, und zudem ältere Personen viel stärker betroffen sind als jüngere, ist es nicht zulässig, aus der mittleren Pro-Kopf-Exposition ein Strahlenrisiko für den Durchschnittsbürger abzuleiten. Besonders viele und z. T. auch dosisintensive Röntgenuntersuchungen werden gerade bei Schwer- und Schwerstkranken notwendig. Es ist daher falsch, wenn der aus diesen Untersuchungen resultierende Anteil an der kollektiven effektiven Dosis in Risikoabschätzungen zur strahlenbedingten Krebsmortalität einbezogen wird. Grundlage für eine genauere Abschätzung des Strahlenrisikos muß die Ermittlung der Individual- und Altersverteilung der Patienten sein, die aus Gründen des Datenschutzes nur mit großen Schwierigkeiten und Ungenauigkeiten möglich ist, da sie eine Einsichtnahme in personenbezogene Krankenakten erfordert. Zusätzlich erforderlich ist die Verwendung alters- und geschlechtsspezifischer Risikofaktoren.

Repräsentative Erhebungen über die Häufigkeit röntgendiagnostischer Untersuchungen wurden vom Bundesamt für Strahlenschutz 1988 bis 1994 durchgeführt (Tabelle IV.3). Mittlere effektive Dosiswerte häufiger Röntgenuntersuchungen sind in Abbildung IV.1 dargestellt. Es handelt sich dabei um Dosen, wie sie bei Patienten in Krankenhäusern und Arztpraxen gemessen wurden und nicht um theoretisch erreichbare Werte bei optimalen Untersuchungsbedingungen an einem idealisierten „Normalpatienten“.

Die Häufigkeit von Röntgenuntersuchungen nimmt weiter zu. Zwar zeichnet sich bei manchen klassischen Röntgenuntersuchungen des Bauchraums ein rückläufiger Trend ab. Dies ist auf den vermehrten Einsatz alternativer Untersuchungsverfahren, insbesondere Sonographie und Endoskopie zurückzuführen. Andererseits gibt es eine Zunahme sowohl bei konventionellen als auch bei modernen, dosisintensiven Untersuchungsverfahren, wie Computertomographie und digitaler Subtraktionsangiographie sowie der interventionellen Radiologie. Letztere werden vorwiegend bei älteren Patienten durchgeführt, wodurch sich das Langzeitstrahlenrisiko bezüglich der Tumorentstehung vermindert. Bei der Strahlenexposition des einzelnen untersuchten Patienten kann ein Rückgang je Untersuchung angenommen werden, der auf die Einführung dosissparender Untersuchungstechniken, z. B. durch den Einsatz von empfindlicheren Röntgenbildverstärkern und verbesserten Film-Folien-Systemen, zurückzuführen ist.

Die Nuklearmedizin liefert im Vergleich zur Röntgendiagnostik wegen der niedrigeren Anwendungshäufigkeit und der zum Teil niedrigen effektiven Dosis je Untersuchung einen wesentlich geringeren Beitrag zur Strahlenexposition der Bevölkerung. Er liegt etwa bei einem Zehntel des Betrages der durch die Röntgendiagnostik verursachten Strahlenexposition (ausgedrückt als mittlere effektive Dosis).

Bei der Wertung der Strahlenexposition durch medizinische Maßnahmen ist zu berücksichtigen, daß daraus ein Strahlenrisiko für den einzelnen resultiert, welches bei gewissenhafter Indikationsstellung gegenüber dem Nutzen für seine Gesundheit in den Hintergrund tritt. Das Risiko einer nicht (rechtzeitig) erkannten Krankheit wegen z. B. unterlassener Röntgendiagnostik ist ungleich höher als das Risiko einer vertretbaren zusätzlichen Strahlenexposition. Für die strahlenintensivere interventionelle Radiologie, also therapeutische Maßnahmen (meist an den Blutgefäßen), gilt dies in noch höherem Maße, da sie risikobehaftete Operationen einschließlich der Narkose ersetzen kann.

3. Anwendung radioaktiver Stoffe und ionisierender Strahlen in Forschung, Technik und Haushalt

3.1 Industrieerzeugnisse und technische Strahlenquellen

Bestimmte Industrieerzeugnisse wie z. B. wissenschaftliche Instrumente, elektronische Bauteile, Leuchtstoffröhren, Rauch- und Feuermelder, Antistatika, Zahnmassen und keramische Gegenstände enthalten radioaktive Stoffe verschiedener Art und Aktivität. Der Umgang mit diesen Erzeugnissen wird durch ein differenziertes Anzeige- und Genehmigungssystem geregelt, bei dem auch ein genehmigungsfreier Umgang z. B. nach einer Bauartzulassung möglich ist.

Bei einigen technischen Prozessen werden Strahlenquellen zur Messung und Steuerung (z. B. Füllstand-, Dicke- und Dichtemessung) oder zur Qualitätskontrolle bei der zerstörungsfreien Materialprüfung eingesetzt. Der Umgang mit diesen technischen Strahlenquellen bedarf u. U. der Genehmigung (Anzeigepflicht bei geringer Radioaktivität oder bei bauartzugelassenen Geräten).

Die Strahlenschutzverordnung regelt den Umgang mit diesen Industrieerzeugnissen, um die Bevölkerung vor unnötiger Strahlenexposition zu schützen. Die mittlere effektive Dosis der Bevölkerung, die aus der Anwendung der entsprechenden radioaktiven Stoffe resultiert, liegt unter 0,01 mSv pro Jahr.

3.2 Störstrahler

Störstrahler sind Geräte oder Einrichtungen, die Röntgenstrahlen erzeugen, ohne daß sie zu diesem Zweck betrieben werden (z. B. Elektronenmikroskope und Hochspannungsgleichrichter); sie unterliegen einer grundsätzlichen Genehmigungspflicht, sofern eine Bauartzulassung nicht vorliegt. Zu den Störstrahlern gehören auch Kathodenstrahlröhren in Bildschirmgeräten.

Der Beitrag von Störstrahlern zur Strahlenexposition der Bevölkerung führt zu einer effektiven Dosis von weniger als 0,01 mSv pro Jahr.

4. Berufliche Tätigkeit

4.1 Personendosisüberwachung

Alle beruflich strahlenexponierten Personen, bei denen die Möglichkeit einer erhöhten Strahlenexposition von außen besteht, werden mit Personendosimetern überwacht, die von den sechs zuständigen amtlichen Personendosismeßstellen ausgegeben und ausgewertet werden. Für das Jahr 1994 liegen noch nicht alle entsprechenden Daten der Meßstellen und Kernkraftwerke vor, die im folgenden genannten Zahlen sind deshalb mit einer geringfügigen Unsicherheit behaftet. Die Zahl der überwachten Personen betrug im Berichtsjahr insgesamt 340 041, davon im Bereich Medizin 234 643. Abbildung IV.11 zeigt den Verlauf seit 1981 für die alten Bundesländer. Ab 1990 wurden auch die neuen Bundesländer berücksichtigt.

Die nachstehenden Dosisangaben beziehen sich auf Photonenstrahlen, da diese in nahezu allen Kontrollbereichen die Dosis bestimmen. Dosisbeiträge durch Neutronen- und Betastrahler sind nur in wenigen Fällen von Bedeutung. Die mittlere Jahres-Personendosis aller Überwachten betrug 0,30 mSv. Bei der Beurteilung dieses Mittelwertes ist jedoch zu beachten, daß bei dem größten Teil aller Überwachten (ca. 85 %) während des ganzen Jahres die untere Meßbereichsgrenze des Personendosimeters von 0,2 mSv nicht überschritten wird. In diesen Fällen setzen die Meßstellen für die Personendosis den Wert Null fest, was in den alten Bundesländern im Bereich Medizin auf etwa 90 %, in den nichtmedizinischen Bereichen auf etwa 76 % der Überwachten zutrifft. Bei den verbleibenden Personen ergibt sich eine ausgeprägte Häufung bei kleinen Dosiswerten. Bildet man einen Mittelwert nur für die Überwachten mit von Null verschiedenen Jahrespersonendosiswerten, so ergibt sich eine mittlere Jahres-Personendosis von 2,1 mSv.

Die Summe der Jahresdosiswerte aller Überwachten (Kollektivdosis) im Berichtsjahr betrug 101,7 Personen-Sv.

Die Beiträge typischer Tätigkeitszweige zur Kollektivdosis zeigt die Abbildung IV.12. Einige Angaben über die berufliche Strahlenexposition in Leistungskernkraftwerken sind in den Abbildungen IV.13 und IV.14 enthalten.

4.2 Inkorporationsüberwachung

Beruflich strahlenexponierte Personen, bei denen während ihrer Tätigkeit eine Aktivitätszufuhr oberhalb 10 % der Grenzwerte der Jahresaktivitätszufuhr nicht ausgeschlossen werden konnte, wurden in der Regel durch Aktivitätsmessungen in Ganz- und Teilkörperzählern bzw. durch Analysen ihrer Ausscheidungen überwacht. Bei diesen Inkorporationsmessungen wurden nur geringfügige, beruflich bedingte Körpergehalte radioaktiver Stoffe ermittelt. Alle Aktivitätszufuhren, die gemäß Richtlinie für die Ermittlung der Körperdosis bei innerer Strahlenexposition aus den ermittelten Körperaktivitätswerten berechnet wurden, liegen unterhalb 1 % der radionuklidspezifischen Grenzwerte der Jahresaktivitätszufuhr.

4.3 Berufliche Strahlenexposition durch Radonfolgeprodukte in den neuen Bundesländern

In den neuen Bundesländern wird gemäß Einigungsvertrag vom 31. August 1990 nach fortgeltendem Recht der ehemaligen DDR die Strahlenexposition durch Inhalation kurzlebiger Radonfolgeprodukte im Bergbau und bei anderen Tätigkeiten, die nicht Umgang mit radioaktiven Stoffen oder Anwendung ionisierender Strahlung gemäß Strahlenschutzverordnung sind, überwacht. 1994 wurde diese Überwachung für 3 100 Personen vorgenommen, von denen fast 80 % Sanierungsarbeiten in den Betrieben der Wismut GmbH ausführten.

Mehr als ein Drittel der Beschäftigten der Wismut GmbH wurde 1994 mit personengebundenen Geräten (am Körper getragene spezielle Meßgeräte mit akkumulatorgetriebener Probenahmepumpe, Filter, Kernspur- und Thermolumineszenzdetektoren) zur Messung der Strahlenexposition überwacht.

Die Kollektivdosis der überwachten beruflich durch Radonfolgeprodukte strahlenexponierten Personen betrug 1994 ca. 17 Personen-Sv, einschließlich der Exposition durch langlebige Alphastrahler und äußere Bestrahlung. Bei Berechnung der Dosis gemäß ICRP-65 würden sich für die Kollektivdosis lediglich 9 Personen-Sv ergeben. Im nachfolgenden Text werden die auf dieser Grundlage berechneten Dosisangaben in Klammern gesetzt. Mehr als 13 Personen-Sv (7 Personen-Sv) entfielen auf die Beschäftigten der Wismut GmbH. Bei diesen wurden auch die Expositionen durch langlebige Alphastrahler und durch externe Strahlung meßtechnisch erfaßt. Bei den Beschäftigten in den Nichturanbergbaubetrieben und in den sonstigen überwachten Einrichtungen mit Expositionen durch Radonfolgeprodukte liefern diese Komponenten im allgemeinen nur einen vernachlässigbaren Beitrag, der pauschal mit insgesamt 10 % der ermittelten Dosis berücksichtigt wurde.

Die mittlere effektive Jahresdosis aller durch Radonfolgeprodukte beruflich exponierten Überwachten betrug 5,4 mSv (2,9 mSv). Sie lag damit weit unter dem Dosisgrenzwert für beruflich strahlenexponierte Personen der Kategorie A von 50 mSv pro Jahr. Die höchste mittlere effektive Jahresdosis erhielten die Beschäftigten (Förderung und Sanierung) im Nichturanbergbau mit 6,2 mSv (3,1 mSv), gefolgt von den

Beschäftigten in der Wismut GmbH mit 5,5 mSv (3,0 mSv), in Schauhöhlen und Schaubergwerken mit 5,0 mSv (2,5 mSv), in wissenschaftlichen Einrichtungen mit 4,9 mSv (2,5 mSv), in Wasserwirtschaftsbetrieben mit 4,3 mSv (2,2 mSv) und in Bergsicherungsbetrieben mit 3,8 mSv (1,9 mSv). Die insgesamt 179 Beschäftigten (5,8 %) mit einer jährlichen effektiven Dosis von mehr als 15 mSv (Grenzwert für beruflich strahlenexponierte Personen der Kategorie B) lieferten einen Beitrag von 20,8 % zur Kollektivdosis. Nach ICRP-65 würden lediglich 11 Personen (0,4 %) eine Dosis größer als 15 mSv erhalten und damit einen Beitrag von 2,2 % zur Kollektivdosis liefern.

4.4 Strahlenexposition des Flugpersonals

Die Höhe der Strahlenexposition wird maßgeblich durch Flughöhe, Flugdauer und die geomagnetische Breite bestimmt. Der Strahlenpegel ist im Bereich des Äquators am niedrigsten und steigt mit zunehmender geomagnetischer Breite an. So liegt die Äquivalent-Dosisleistung bei Flügen in einer Höhe von etwa 10 bis 12 km bei geomagnetischen Breiten vom Äquator bis zu 70° Nord im Bereich von 0,002 mSv/h bis 0,009 mSv/h. Bei Annahme einer über Reiseflughöhen und -routen nördlich 50° Nord gewichteten Äquivalentdosisleistung von 0,006 mSv/h und einer Flugzeit in Reiseflughöhe von 875 Stunden im Jahr ergibt sich für das Flugpersonal auf diesen Routen eine mittlere jährliche Strahlenexposition von etwa 6 mSv.

5. Besondere Vorkommnisse

Eine Übersicht über besondere Vorkommnisse im Anwendungsbereich der Strahlenschutzverordnung (beim Umgang mit radioaktiven Stoffen, Betrieb von Beschleunigern und bei der Beförderung radioaktiver Stoffe) im Jahr 1994, enthält Tabelle IV.2. Die Übersicht dient dazu, mögliche Fehlerquellen beim Umgang mit radioaktiven Stoffen oder ionisierender Strahlung aufzuzeigen, um vergleichbare Vorkommnisse zu vermeiden. Die im Rahmen besonderer Vorkommnisse von Einzelpersonen erhaltenen Strahlenexpositionen haben nicht zu einer Erhöhung der mittleren jährlichen Strahlenexposition der Bevölkerung geführt.

6. Fall-out von Kernwaffenversuchen

In den Jahren 1945 bis 1980 wurde eine große Anzahl von oberirdischen Kernwaffenversuchen durchgeführt; seit 1981 gab es nurmehr unterirdische Atomtests. 1994 zündete China zwei unterirdische Kernexplosionen. Aus diesen unterirdischen Versuchen resultiert keine zusätzliche Strahlenexposition der Bevölkerung in der Bundesrepublik Deutschland.

Der allgemeine Pegel der Umweltradioaktivität durch die früheren Kernwaffenversuche in der Atmosphäre ist in den letzten 30 Jahren ständig zurückgegangen. Ihr Anteil an der gesamten Strahlenexposition des Menschen beträgt zur Zeit weniger als 0,01 mSv/a.

Tabelle IV.1

Kerntechnische Anlagen im benachbarten Ausland
(Stand: Dezember 1994)

Land	Anlage/Standort	Entfernung zur deutschen Grenze
Schweiz	Kernkraftwerk Beznau (2 Blöcke)	ca. 6 km
	Paul Scherrer Institut Villingen/Würenlingen	ca. 7 km
	Kernkraftwerk Mühleberg	ca. 70 km
	Kernkraftwerk Gösgen-Däniken	ca. 20 km
	Kernkraftwerk Leibstadt	ca. 0,5 km
Frankreich	Kernkraftwerk Fessenheim (2 Blöcke)	ca 1,5 km
	Kernkraftwerk Cattenom (4 Blöcke)	ca. 12 km
Niederlande	Kernkraftwerk Dodewaard	ca. 20 km
	Urananreicherungsanlage Almelo	ca. 15 km

Tabelle IV.2

Besondere Vorkommnisse beim Umgang mit radioaktiven Stoffen, Betrieb von Beschleunigern und bei der Beförderung radioaktiver Stoffe 1994 (mit Nachträgen aus 1993)

Datum	Vorkommnis	Ursache	Radiologische Folgen	Beurteilung der radiol. Folgen/Bemerkungen
8. 1. 1993	Feststellung der Undichtheit von zwei Am-241-Strahlern mit je 11 GBq		Keine	Strahler wurden ordnungsgemäß entsorgt
12. 1. 1993	Fund von 3 Prüfstrahlern (Cs-137; 3,6 MBq, Pu-238; 3,9 kBq; Pu 239/Am-2-11/ Cm-244; 5,5 kBq) in der Briefsortieranlage eines Postamtes		Keine, da die Strahler unversehrt und die Aktivitäten klein waren	Ermittlungsverfahren wurde eingestellt
24. 2. 1993	Beim Ausschleusen von Plexiglasplatten aus einem Bauschuttcaisson kam es zu einer Kontamination und Inkorporation	Die Plexiglasplatten waren nicht kontaminationsfrei verpackt	Die Aktivitätszufuhr betrug bei der betroffenen Person 45 % des Grenzwertes der Jahresaktivitätszufuhr	Maßnahmen zur Verhinderung einer Wiederholung eingeleitet
4. 3. 1993	Verschlußstörung an einer medizinischen Gammabestrahlungseinrichtung	Bruch eines Spannstiftes für das Antriebsritzel des Verschlußsystems	Geringfügige Exposition bei der Bergung des Patienten; Patientenüberexposition konnte in den nachfolgenden Bestrahlungen ausgeglichen werden	
9. 3. 1993	Fund von Schulstrahlenquellen auf einer Sondermülldeponie; 2 Co-60-Strahler (je 370 kBq), 2 Kr-85-Strahler (je 185 kBq), 2 Na-22-Strahler (je 374 kBq), 2 Cs-137-Strahler (je 185 kBq)	Unsachgemäße Aufräumungsarbeiten	Keine	Die Strahler wurden ordnungsgemäß entsorgt
18. 3. 1993	Ausfall der beiden Abschaltmonitore an einem medizinischen Beschleuniger	Kurzschluß im Drucktastensatz des Bedienungspultes	Patientenüberexposition von ca 20 % konnte in den nachfolgenden Bestrahlungen ausgeglichen werden	Drucktastensatz wurde ausgetauscht
22. 3. 1993	An einem Grenzübergang wurde dem Fahrer eines Fahrzeuges, das eine fernbedienbare medizinische Applikationseinrichtung mit 36 Cs-137-Strahlern mit insgesamt 54 GBq geladen hatte, die Weiterfahrt untersagt	Fahrer besaß keine Kenntnis von der Ladung	Nicht zu erwarten	Die Strahler wurden sichergestellt

noch Tabelle IV.2

Datum	Vorkommnis	Ursache	Radiologische Folgen	Beurteilung der radiol. Folgen/Bemerkungen
24. 3. 1993	Mitteilung über das Vorhandensein von 2 Cs-137-Strahlern (je 22 GBq) in einem Betrieb	Die Strahler wurden vor 1989 erworben; eine Genehmigung war nicht erteilt worden	Keine	Nach aufsichtlicher Prüfung und Anordnung nach § 19 (3) AtG wurden die Quellen entsorgt
26. 3. 1993	Brand in einer Staubverladeanlage mit Meßeinrichtung, die 6 Cs-137-Strahler enthielt		Keine; 5 der 6 Quellen dicht, 1 Quelle im Behälter geschmolzen (8,8 GBq)	Dichtheitsprüfung durch Sachverständige; Strahler wurden entsorgt
27. 3. 1993	Brand in einem Bereich einer radiometrischen Bandwaage eines Förderbandes		Keine; der Cs-137-Strahler blieb unversehrt	
29. 3. 1993	Verkehrsunfall bei der Beförderung von 2 Gammaradiographiegeräten	Fahrfehler	Keine; Geräte wurden nicht beschädigt	
13. 4. 1993	Fund von 3 Sr-90-Quellen (je 150 MBq)	ungenehmigter Umgang	Keine, da Quellen im Transportbehälter	Quellen wurden ordnungsgemäß entsorgt
4. 5. 1993	Freisetzung von 1,85 GBq Kr-85 aus einem Strahler	Beschädigung der Fensterfolie des Strahlers	Keine Gefährdung von Personen oder der Umwelt	
12. 5. 1993	Bei Überprüfung eines Gammaradiographiegerätes war Ir-192-Quelle (1,6 TBq) nicht entfernt worden	Nichtbeachten der Anweisungen	Handkontakt mit Quelle; abgeschätzte Teilkörperdosis 2 Sv; abgeschätzte effektive Dosis 0,1 mSv	Vorstellung beim ermächtigten Arzt
14. 5. 1993	Fund eines Fasses mit der Aufschrift „Radioaktiv"	Unzulässige Beseitigung	Keine, da keine radioaktiven Quellen im Faß	Entsorgung des Fasses wurde veranlaßt
4. 6. 1993	Feststellung der Undichtheit eines Co-60-Strahlers (2,8 GBq) bei turnusmäßiger Prüfung	Korrosion, Scheuerstellen, Kratzer	Keine	Sachverständigenprüfung; Strahler wird ausgetauscht und entsorgt
8. 6. 1993	Verschlußstörung an einer medizinischen Gammabestrahlungseinrichtung	Nichtauslösen des Endschalters	Keine	Fehler wurde beseitigt
14. 6. 1993	Verdacht auf Undichtheit von 2 Cs-137-Strahlern (je 1 GBq)	Kontamination der Aufbewahrungsbehälter	Keine	Verdacht bei Dichtheitsprüfung nicht bestätigt. Kontamination der Behälter vermutlich von bereits entsorgten Strahlern verursacht
25. 6. 1993	Feststellung der Undichtheit von 2 Am-241-Strahlern (je 12 GBq)		Keine	Strahler wurden in dichter Umschließung gesichert

noch Tabelle IV.2

Datum	Vorkommnis	Ursache	Radiologische Folgen	Beurteilung der radiol. Folgen/Bemerkungen
9. 7. 1993	Fund eines Ra-226-Kalibrierstrahlers (11 MBq) in einem Krankenhaus	Der Strahler stammte aus früherer Anwendung	Keine, da geringe Gammdosisleistung und unzugängliche Lagerung	Strahler wurde zur Entsorgung gegeben
4. 8. 1993	Fund eines P-32-Präparates (5,2 MBq) bei der Abfallsammelstelle einer Universität	Unerlaubte Beseitigung	Keine, da die Oberflächendosisleistung am verpackten Präparat gering war	
6. 8. 1993	Verlust eines Abfallgebindes mit 45,7 MBq C-14 in einer Universität	Infolge fehlender Kennzeichnung vermutlich im Müllheizkraftwerk verbrannt	Keine Gefährdung der Umwelt	
27. 8. 1993	Fund eines Ra-226-Strahlers mit 5 MBq in einem Container einer Wertstoffsammelstelle	Unerlaubte Beseitigung	Exposition von Personen der Sammelstelle auf 0,05 mSv abgeschätzt	
3. 9. 1993	Vorzeitiges Einschalten einer medizinischen Gammabestrahlungseinrichtung als sich noch eine Assistentin im Labyrinth des Bestrahlungsraumes befand	Bedienungsfehler; menschliches Versagen	Einrichtung schaltete durch Öffnen der Bestrahlungsraumtür ab. Die ermittelte Dosis betrug weniger als 0,1 mSv	
10. 9. 1993	Überflutung des Lagerraumes für radioaktive Stoffe im Keller eines Laborgebäudes (H-3, C-14, P-32, S-35)	Starke Regengüsse	Kontamination von Kellerräumen; keine Kontaminationen außerhalb der Kellerräume	Entsorgung und Dekontamination der Räume durchgeführt. Keine Gefährdung von Personen oder der Umwelt
24. 9. 1993	Unerlaubter Aufenthalt einer Person im Kontrollbereich bei Durchstrahlungsarbeiten	Nichtbeachtung der Anweisungen	Abgeschätzte Dosis 0,2 mSv	Vorstellung beim ermächtigten Arzt
5. 10. 1993	Feststellung der Lagerung von 4 Sr-90-Strahlern (7,2 GBq) aus einem Dickenmeßgerät in privaten Räumen	Die Strahler wurden bei der Auflösung eines Betriebes in Verwahrung genommen	Nicht zu erwarten	Die Strahler wurden ordnungsgemäß entsorgt
6. 10. 1993	Feststellung von Mo-99/Tc-99m-Kontaminationen in Laborräumen	Nichtbeachtung der Strahlenschutzbestimmungen	Keine, da sachgerecht dekontaminiert wurde	Aufsichtliche Anordnung zur Durchführung der Dekontamination und Änderung der Arbeitsweise

noch Tabelle IV.2

Datum	Vorkommnis	Ursache	Radiologische Folgen	Beurteilung der radiol. Folgen/Bemerkungen
7. 10. 1993	Fund von ca. 2 500 Anzeigeinstrumten-ten, deren Skalen mit Radiumleucht-farbe (Einzelaktivität 4 bis 30 kBq) belegt sind und von ca. 10 000 Schaltern, die mit Radiumleucht-farbe (Einzelaktivität ca. 50 kBq) markiert sind, in einem Fabriklager	Altbestände aus der Vorkriegszeit	Keine; das Lager war für unbefugte Perso-nen nicht zugänglich	Ordnungsgemäße Entsorgung ist erfolgt
9. 10. 1993	Bei einer medizini-schen Gammabe-strahlungseinrich-tung ließ sich der Strahler nicht in die Ruheposition zurück-führen	Technische Störung	Keine Exposition des Bedienungspersonals	Sachverständigen-prüfung angeordnet
12. 10. 1993	Verkehrsunfall bei der Beförderung eines Gammaradio-graphiegerätes (Cs-137; 296 MBq) und einer Am-241/ Be-Quelle (1,5 GBq)		Keine; Strahler wur-den nicht beschädigt	
15. 10. 1993	Tc-99-m-Kontamina-tion bei Markie-rungsarbeiten in einem Krankenhaus	Spritze löste sich von der Ampulle; Unacht-samkeit	Freisetzung von 3,1 MBq Tc-99; Per-sonen- und Oberflä-chenkontamination des Arbeitsplatzes	Dekontamination wurde durchgeführt
22. 10. 1993	Vorübergehender Verlust einer Sonde mit Cd-109-Strahler (370 MBq), die sich in einem verschlosse-nen Tresor befand	Diebstahl des Tresors	Keine	Tresor konnte unge-öffnet sichergestellt werden
22. 10. 1993	Austritt von Kr-85 aus einem angeliefer-ten Strahler (22 GBq)	Undichter Strahler	Keine Gefährdung von Personen oder der Umwelt	Strahler wurde dicht verschweißt
22. 11. 1993	Erhöhte Strahlenex-position von 3 Mitar-beitern bei der Ent-sorgung von 5 Kali-brierstrahlern (Co-60; 94 MBq, 0,9 MBq; Cs-137; 39 TBq, 2,8 MBq; Am-241; 74 MBq)	Unachtsamkeit beim Ausbau der Strahlen-quellen	Effektive Dosen der 3 exponierten Personen auf max. 150 mSv, 50 mSv bzw. 30 mSv abge-schätzt, Teilkörper-dosen (Hände) max. 2 000 mSv, 150 mSv bzw. 1 000 mSv	Vorstellung beim ermächtigten Arzt; keine akuten Strah-lenschäden
26. 11. 1993	Fund von 2 Gasfla-schen mit Natururan und 1 Gasflasche mit Bleinitrat, das 100 MBq Ra-226 enthielt	Bei der Analyse in einem Chemielabor entdeckt	Maximale Dosis auf 0,2 mSv abgeschätzt	Ordnungsgemäße Entsorgung ist erfolgt

noch Tabelle IV.2

Datum	Vorkommnis	Ursache	Radiologische Folgen	Beurteilung der radiol. Folgen/Bemerkungen
10. 1. 1994	Fund eines Ra-226-Strahlers (0,9 MBq) am Kühlwasser-einlauf eines Kraft-werkes	Unerlaubte Beseiti-gung	Nicht zu erwarten	Strahler wurde ordnungsgemäß entsorgt
11. 1. 1994	Verkehrsunfall bei der Beförderung von Radiopharmaka		Keine; Verpackung eines Versandstücks wurde nur äußerlich beschädigt	
20. 1. 1994	Entgleisung eines Güterwagens mit Meßgerätesatz der Bundeswehr, (Cs-137; 1,85 TBq)	Unzeitige Weichen-stellung	Keine; Versandstück nicht beschädigt	
24. 1. 1994	Unberechtigter Ver-kauf einer Meßein-richtung mit Kr-85-Strahler (1,9 GBq) ins Ausland		Nicht zu erwarten	Bußgeldverfahren eingeleitet
2. 2. 1994	Sicherstellung von 4 Co-60-Strahlern mit je 18,5 MBq aus Füll-standsmeßeinrich-tungen eines in Kon-kurs gegangenen Betriebes	Bei der Übernahme der Liegenschaften wurden anstelle der Strahler die Strahlen-detektoren entsorgt	Keine, da sich die Strahler in den Abschirmbehältern befanden	Strahler wurden entsorgt
7. 2. 1994	Feststellung des Ver-lusts eines Elektro-neneinfangdetektors mit Ni-63-Strahler (370 MBq)	Mangelhafte Nach-weisführung	Nicht zu erwarten	Ordnungswidrig-keitsverfahren wurde eingeleitet
7. 2. 1994	Feststellung des Ver-lusts eines Cs-137-Strahlers (290 MBq) in einem Kaliberg-werk	Möglicherweise bei der Stillegung in Ver-lust geraten	Nicht zu erwarten	
13. 2. 1994	Fund einer Kiste mit Aufschrift „Radio-aktiv"	Verpackung wurde aus stillgelegtem Betrieb entfernt	Keine, da keine Quellen in Ver-packung	15 Cs-137 Quellen (je 37 MBq) zu denen die Verpackung ge-hörte, wurden auf Betriebsgelände sichergestellt und ordnungsgemäß entsorgt
22. 2. 1994	Feststellung des Ver-lusts zweier Ra-226-Prüfstrahler in einem Krankenhaus (0,2 MBq; 2,4 MBq)	Mangelhafte Nach-weisführung	Nicht zu erwarten	Zeitpunkt des Ver-lusts unbekannt
3. 3. 1994	Abgabe von ca. 71 GBq C-14 über den Abluftkamin bei einer Synthese	Defekte Flanschver-bindung an der Glas-apparatur	Geringfügige Inkor-poration bei einem Mitarbeiter, Umwelt wurde nicht gefährdet	Glasapparatur wurde verändert

noch Tabelle IV.2

Datum	Vorkommnis	Ursache	Radiologische Folgen	Beurteilung der radiol. Folgen/Bemerkungen
21. 3. 1994	Feststellung des Verlusts eines Ra-226-Prüfstrahlers (19 MBq) in einem Krankenhaus	Mangelhafte Nachweisführung	Nicht zu erwarten	Zeitpunkt des Verlusts unbekannt. Gegen den Strahlenschutzverantwortlichen wurde ein Bußgeldverfahren eingeleitet
25. 3. 1994	Fund von 5 Strahlenquellen aus Kampfstoffmeldern auf ehemaligem WGT-Gelände (Ges.-Akt: 61,6 MBq; davon 55 MBq Pu 241; 3,4 MBq Pu-238; 1,3 MBq Am 241; 1,1 MBq Pu-239; 0,8 MBq Pu-240; 1,2 kBq U-237)	Kontaminationen nicht auszuschließen	Alle Quellen wurden sichergestellt und ordnungsgemäß entsorgt	
28. 3. 1994	Verschlußstörung an einer medizinischen Gammabestrahlungseinrichtung	Störung an der Motor-Getriebeeinheit	Nicht zu erwarten	Austausch der Motor-Getriebeeinheit
29. 3. 1994	Feststellung der Undichtheit eines Am-241-Prüfstrahlers (0,3 MBq) bei der Dichtheitsprüfung	Strahlenschädigung der Abdeckfolie	Keine	Strahler wurde als radioaktiver Abfall entsorgt
8. 4. 1994	Verkehrsunfall bei einem genehmigungspflichtigen Transport eines Typ B (U)-Versandstückes (Mo-99; 2,8 TBq)	Fahrfehler	Keine; das Typ B (U)-Versandstück wurde äußerlich beschädigt, der radioaktive Inhalt wurde jedoch sicher eingeschlossen	
11. 4. 1994	Beim Wechsel des Strahlers an einer fernbedienten medizinischen Applikationseinrichtung (Ir-192) ließ sich der Strahlerhalter nicht vollständig in den Wechsel- und Transportbehälter überführen	Behälter war für den Strahlerhalter nicht geeignet	Exposition des Servicetechnikers betrug 0,4 mSv	Maßnahmen zur Verhinderung einer Wiederholung des Vorfalls eingeleitet
12. 4. 1994	Meßeinrichtung mit Cs-137-Strahler (9,4 GBq) vermutlich zur Verschrottung (Einschmelzen) gelangt	Unachtsamheit	Bei Einschmelzen nicht zu erwarten	Suche ergebnislos, Bußgeldverfahren eingeleitet

noch Tabelle IV.2

Datum	Vorkommnis	Ursache	Radiologische Folgen	Beurteilung der radiol. Folgen/Bemerkungen
15. 4. 1994	Fund von Glasröhrchen mit Radium-Leuchtfarbe, Gesamtaktivität ca. 11 MBq Ra-226 mit Folgeprodukten	Farben befanden sich in einem Nachlaß	Gering, Gammaspektrometrische Urinuntersuchungen des Finders unter NWG, max. externe Dosis 0,05 mSv	Keine Hinweise auf Umweltgefährdung und schuldhaftes Verhalten
18. 4. 1994	Überflutung des Lagerraumes für radioaktive Abfälle in einem Forschungsinstitut	Hochwasser	Keine, da alle Behälter und der Tresor für radioaktive Quellen unbeschädigt blieben	
25. 4. 1994	Feststellung der Undichtheit eines Am-241-Prüfstrahlers (0,8 MBq) bei der Dichtheitsprüfung	Strahlenschädigung der Abdeckfolie	Keine	Strahler wurde als radioaktiver Abfall entsorgt
25. 4. 1994	Verpackung eines Versandstücks mit 1-125 (Akt. <50 kBq) war beschädigt	Fehllieferung und unsachgemäße Handhabung	Keine	
27. 4. 1994	Bei einer fernbedienten medizinischen Applikationseinrichtung verklemmte sich der Strahler beim Ausfahren im Applikator und erreichte nicht die Bestrahlungsposition	Bruch des Sicherheitsstiftes infolge Verformung des Applikators	Exposition der Mitarbeiter bei der Patientenbergung war vernachlässigbar. Zwei zur Beseitigung der Störung eingesetzte Personen erhielten Expositionen von 0,01 mSv bzw. 0,04 mSv	Maßnahmen zur Verhinderung einer Wiederholung des Vorfalls eingeleitet
2. 5. 1994	Undichter 18,5 GBq-Kr-85-Strahler in einer Flächengewichtsmeßanlage	Auftretende Unichtheit. Keine Beschädigung feststellbar	Vernachlässigbar. Langsame Freisetzung über einen Zeitraum von ca. 70 h	Rechnerisch abgeschätzte Hautdosis für betroffenes Personal = 0,015 mSv
4. 5. 1994	Fund eines Ra-226-Strahlers (220 MBq) in einem Tresor einer Forschungseinrichtung	Vorhandensein des Strahlers war nicht bekannt	Exposition mehrerer Mitarbeiter, max. abgeschätzte Dosis 9 mSv/a	Vorstellung der betroffenen Mitarbeiter beim ermächtigten Arzt. Ergebnisse liegen noch nicht vor.
9. 5. 1995	Fund eines Ionisationsrauchmelders mit 0,5 MBq Am-241 auf einem privaten Grundstück	Unerlaubte Beseitigung	Keine; der Melder war unversehrt	
11. 5. 1994	Verlust einer Cf-252-Doppelneutronenquelle (34 MBq/42 MBq) bei Baugrunduntersuchungen	Abriß und Verkantung der Quellen in 72,5 m Tiefe	nicht zu erwarten, da keine Grundwassergefährdung durch umschlossene radioaktive Quellen	Quellen wurden mit Genehmigung der zuständigen Behörde einbetoniert

noch Tabelle IV.2

Datum	Vorkommnis	Ursache	Radiologische Folgen	Beurteilung der radiol. Folgen/Bemerkungen
24. 5. 1994	Einschalten einer medizinischen Beschleunigeranlage zu einem Zeitpunkt als sich noch eine medizinisch-technische Assistentin im Bestrahlungsraum aufhielt	Menschliches Versagen	Gering, da der Vorfall sofort bemerkt wurde. Auf den Personendosimetern der Betroffenen keine Exposition feststellbar	Eine Simulation ergab eine maximale Exposition von 0,08 mSv. Technische Maßnahmen zur Vermeidung einer Wiederholung eines derartigen Vorfalls wurden durchgeführt
25. 5. 1994	Verlust von 2 ECD-Detektoren, die Ni-63 mit einer Aktivität von jeweils 555 MBq enthielten	Bei der Auflösung eines Labors sind die beiden ECD-Detektoren vermutlich auf einer Deponie für Hausmüll entsorgt worden	Keine	
1. 6. 1994	Bei Durchstrahlungsarbeiten löste sich der Kollimator, wodurch der Ausfahrschlauch geknickt wurde und der Ir-192-Strahler (1,1 TBq) sich darin verklemmte	Ungenügende Befestigung des Kollimators	Bei der Behebung der Störung erhielt der Prüfer eine Dosis von 1,2 mSv, die erhaltene Teilkörperdosis (Hand) wurde auf ca. 9 mSv geschätzt	Gebührenpflichtige Verwarnung des Prüfers
28. 7. 1994	Beschädigung einer Sonde (1,48 GBq Am-241, 292 MBq Cs-137) auf einer Baustelle	Unaufmerksamkeit	Keine. Überprüfung ergab keine Kontamination sowie die Dichtheit der Strahler	
30. 7. 1994	Brand im Bereich von 2 Füllstandsmeßanlagen mit je 37 MBq Cs-137		Keine; Strahler wurden nicht beschädigt	
1. 8. 1994	Wassereinbruch in einen Lagerraum für radioaktive Abfälle einer Arztpraxis		Aufgrund der untersuchten Umstände kann davon ausgegangen werden, daß weder Personen noch Umwelt durch das Ereignis geschädigt wurden	Die zulässigen Werte des § 46 StrlSchV wurden nicht überschritten
12. 8. 1994	Lieferung von 2 I-131-Therapiekapseln mit falsch deklarierten Aktivitäten an 2 Kliniken (1,1 GBq; 490 MBq)	Die Kapseln wurden bei der Herstellerfirma vertauscht	Keine, da die falschen Aktivitäten bei der Eingangskontrolle in den Kliniken festgestellt wurden	Maßnahmen zur Verhinderung einer Wiederholung des Vorfalls eingeleitet
21. 8. 1994	Diebstahl von 4 Strahlenquellen für Unterrichtszwecke (Kr-85; 185 kBq; Cs-137; 185 kBq, Pb-210; 18,5 kBq, Ra-226 mit 37 kBq)	Die 4 Strahlenquellen wurden bei einem Einbruch aus einer Schule entwendet	Nicht zu erwarten	Mit Ausnahme der Pb-210-Strahlenquelle konnten die übrigen 3 Quellen sichergestellt werden

noch Tabelle IV.2

Datum	Vorkommnis	Ursache	Radiologische Folgen	Beurteilung der radiol. Folgen/Bemerkungen
26. 8. 1994	Unerlaubter Versand eines Strahlergehäuses mit Co-60-Strahler (259 MBq) mit der Post	Nichtbeachtung der Beförderungsvorschriften	Möglicherweise exponierte Personen erhielten Dosen unter 0,1 mSv	Versandstück wurde sichergestellt und staatsanwaltschaftliche Ermittlungen eingeleitet
29. 8. 1994	Erhöhte Abgabe von C-11 mit der Abluft aus dem Betrieb eines Zyklotrons einer nuklearmedizinischen Klinik	Mögliche Undichtheit in einem Leitungsfall	Gering: Durch den Vorfall wurde eine Tagesproduktion (4,2 GBq) und damit ein Drittel der höchstzulässigen Jahresabgabe freigesetzt	
12. 9. 1994	Verlust von 6 Co-57-Diagnostikkapseln (Ges.-Akt.: 111 kBq)	verlorengegangene Luftfracht	Nicht zu erwarten	
13. 9. 1994	Austritt von I-131-kontaminiertem Abwasser in einer Abwasserabklinganlage	Undichter Pumpenflansch	Keine, da fachkundige Beseitigung der Kontamination und Reparatur erfolgte	
19. 9. 1994	Anonyme Abgabe einer bauartzugelassenen Schulvorrichtung mit 0,1 MBq Ra-226 bei einer Deponie	Nichtbeachtung der Strahlenschutzbestimmungen	Keine, da der Strahler sich im Abschirmbehälter befand	Besitzer wurde ermittelt und ein Bußgeldverfahren eingeleitet
5. 10. 1994	Überschreitung des Grenzwertes der Dosisleistung (0,1 m Sv/h) in 2 m Abstand bei Beförderung auf der Schiene	Verschobene Abschirmung in Umpackung	Keine, da geringe Überschreitung. Keine Personen betroffen	
13. 10. 1994	Verlust eines Prüfstrahlers (3,7 MBq C-14)	Diebstahl aus Kfz	Nicht zu erwarten	Strafanzeige gegen Unbekannt
15. 10. 1994	Verkehrsunfall eines mit Arzneimitteln beladenen LKW	Fahrfehler	Keine; Verpackungen blieben unbeschädigt	
18. 10. 1994	Transport zweier Sb-124-Quellen (Ges.-Akt. 370 BGq) per Straße ohne Mitführen der § 8-Genehmigung nach StrlSchV	Nichtbeachten der Vorschriften	Keine; Rücktransport wurde erst nach Vorlage der erforderlichen Dokumente erlaubt, Verfahren wegen Ordnungswidrigkeit eingeleitet	
20. 10. 1994	Flankenfahrt im Rangierbahnhof mit Beschädigung eines mit sonstigen radioaktiven Stoffen beladenen Containers	Hemmschuh von Gleis abgesprungen	Keine; Versandstücke waren nicht beschädigt	

noch Tabelle IV.2

Datum	Vorkommnis	Ursache	Radiologische Folgen	Beurteilung der radiol. Folgen/Bemerkungen
16. 11. 1994	Kernbrennstoffproben wurde ohne Genehmigung nach § 4 AtG in Frankfurt/Main eingeflogen (Pu 239; 1,25 GBq, Pu 241; 2,5 GBq)		Keine, Weiterflug wurde jedoch bis zur Vorlage der ordnungsgemäßen Dokumente untersagt	
21. 11. 1994	Verlust eines Am-241-Strahlers mit einer Aktivität von 0,3 MBq in einer Forschungseinrichtung		Nicht zu erwarten	Strahler konnte trotz intensiver Suche nicht gefunden werden
27. 11. 1994	Explosion und Brand in einem Chemiewerk u. a. in einem Bereich, in dem sich Füllstands- und Dichtemeßeinrichtungen befanden (110 MBq Cs-137, 185 MBq Cs-137, 37 MBq Co-60)		Keine. Untersuchung ergab, daß keine radioaktiven Stoffe freigesetzt wurden und Abschirmungen unversehrt blieben	
28. 11. 1994	Vermeintlicher Verlust eines Co-60-Strahlers (185 MBq) einer radiometrischen Meßeinrichtung	Strahler hat infolge Korrosion der Aufhängung eine andere Position eingenommen	Keine	Strahler wurde geborgen
29. 11. 1994	Verkehrsunfall auf der A 7 bei km 304 in Richtung Nord	Lastzug mit radioaktiven Stoffen fuhr auf einen Autotransporter auf	Keine; keine Beschädigung des Transportgutes	
30. 11. 1994	Verkehrsunfall beim genehmigungspflichtigen Transport eines Gammaradiographiegerätes (Ty B (U)-Versandstück) (Ir-192, 850 GBq)	Auffahrunfall eines nachfolgenden Fahrzeuges	Keine; das Versandstück wurde nicht beschädigt	
13. 12. 1994	Bei der Vorbereitung einer I-131-Therapie (3 GBq) fiel die Gelantinekapsel in ein nicht an die Abwasserabklinganlage angeschlossenes Spülbecken	Schwierigkeiten bei der Entnahme der Gelantinekapsel aus der Verpackung	Kontamination	Der Inhalt des Syphons des Spülbeckens wurde in die Abwasserabklinganlage überführt; erforderliche Dekontaminationen wurden durchgeführt

Tabelle IV.3

Häufigkeit von Röntgenuntersuchungen in West-Deutschland (65 Mio Einwohner), in Absolutzahlen und in relativer Häufigkeit je 1 000 Einwohner im Jahresmittel 1990–1992

Organ/Untersuchung	Anzahl in Tausend				je 1 000 Einwohner
	Ambulant	Stationär	Sonstige	Gesamt	
Brustkorb	7 787	8 869	1 191	17 847	275
Gliedmaßen	17 048	2 580		19 628	302
Wirbelsäule	8 700	917		9 617	148
Becken	2 474	405		2 879	44
Hüfte	3 054	349		3 403	52
Schädel	8 359	983		9 342	144
Bauchraum	1 592	610		2 202	34
Magen	842	144		986	15
Dünndarm	190	15		205	3
Dickdarm	215	93		308	5
Galle	146	140		286	4
Harntrakt	1 412	580		1 992	31
Schlagaderdarstellung	217	362		579	9
Venendarstellung (Bein)	308	157		465	7
Mammographie	3 947	188		4 135	64[1]
CT-Schädel[2]	577	588		1 165	18
CT-Sonstige[2]	1 396	918		2 314	36
Zahnaufnahmen	17 506	14		17 520	270
Knochendichtemessung	794	?		794	12[3]
Sonstige	1 264	229	1 511[4]	3 004	46
Gesamt	77 828	18 141	2 702	98 671	1 520

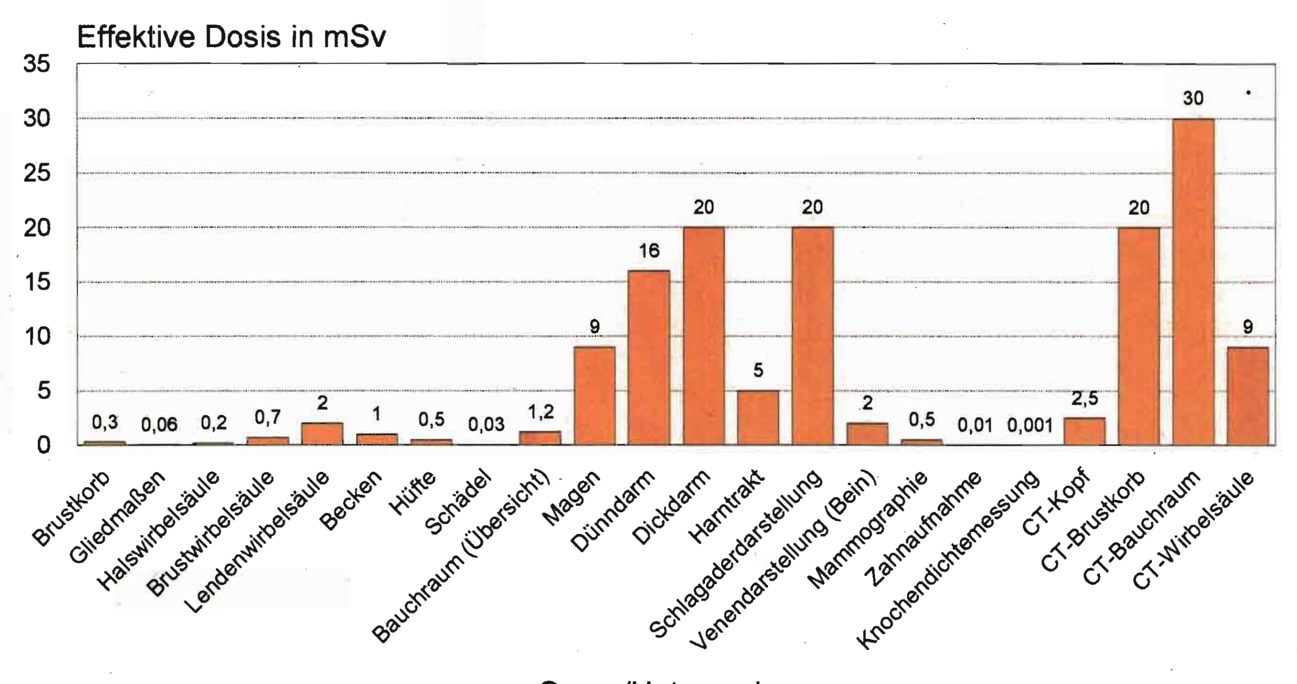
[1]) Entspricht 147 je 1 000 Frauen älter als 15 Jahre
[2]) Alle Zahlen dieser Reihe von 1992; CT: Computertomographie
[3]) Nur Kassenambulanz
[4]) Nicht klassifizierte Röntgenuntersuchungen

Tabelle IV.4

Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Abluft aus dem Endlager Morsleben im Jahr 1994

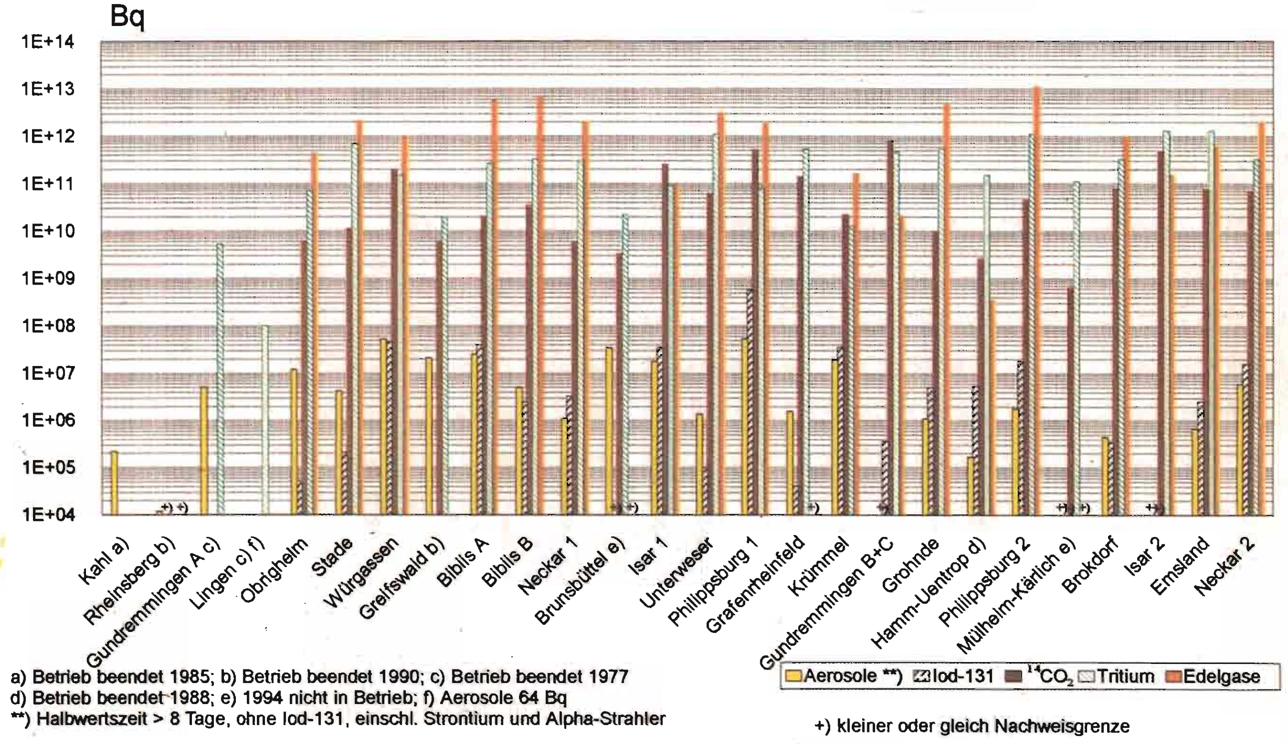
	Bq
Tritium	1,11 E+11
Kohlenstoff-14	2,87 E+09
langlebige Aerosole	3,70 E+06
Radon-Folgeprodukte	3,30 E+10

Abbildung IV.1



CT: Computertomographie

Abbildung IV.2

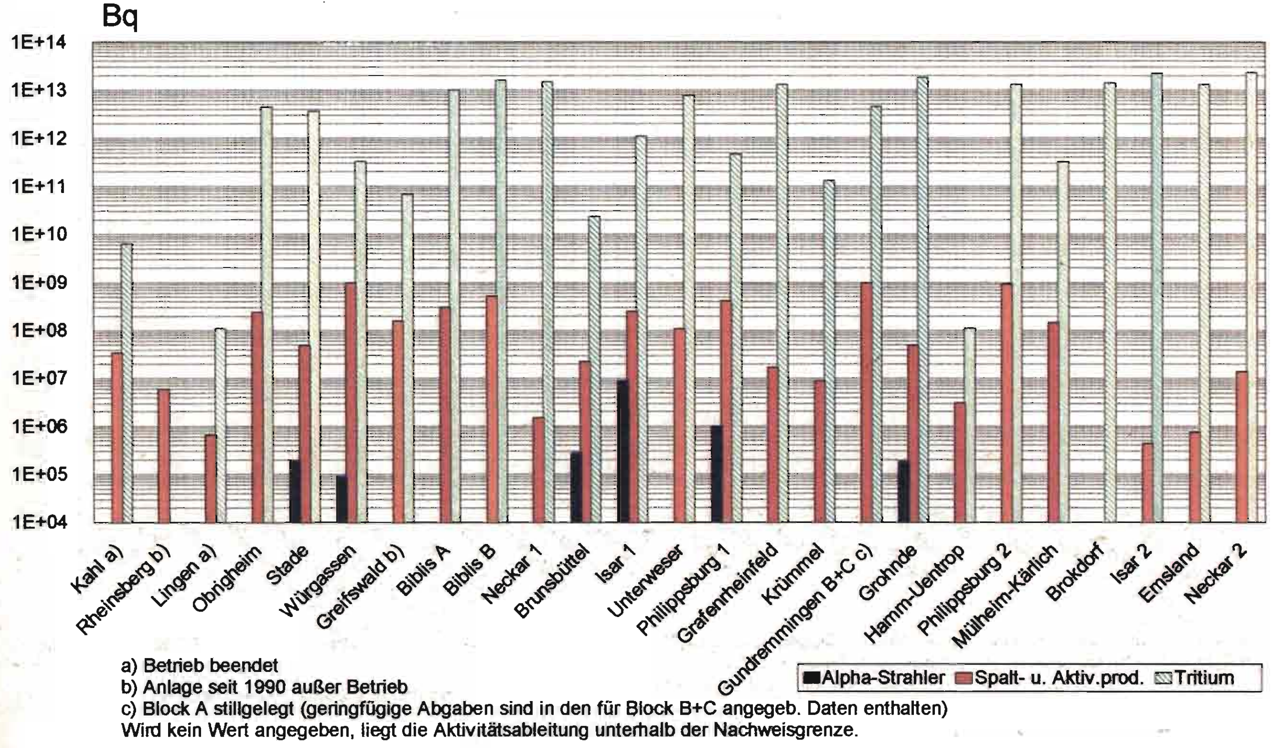


a) Betrieb beendet 1985; b) Betrieb beendet 1990; c) Betrieb beendet 1977
d) Betrieb beendet 1988; e) 1994 nicht in Betrieb; f) Aerosole 64 Bq
**) Halbwertszeit > 8 Tage, ohne Iod-131, einschl. Strontium und Alpha-Strahler

+) kleiner oder gleich Nachweisgrenze

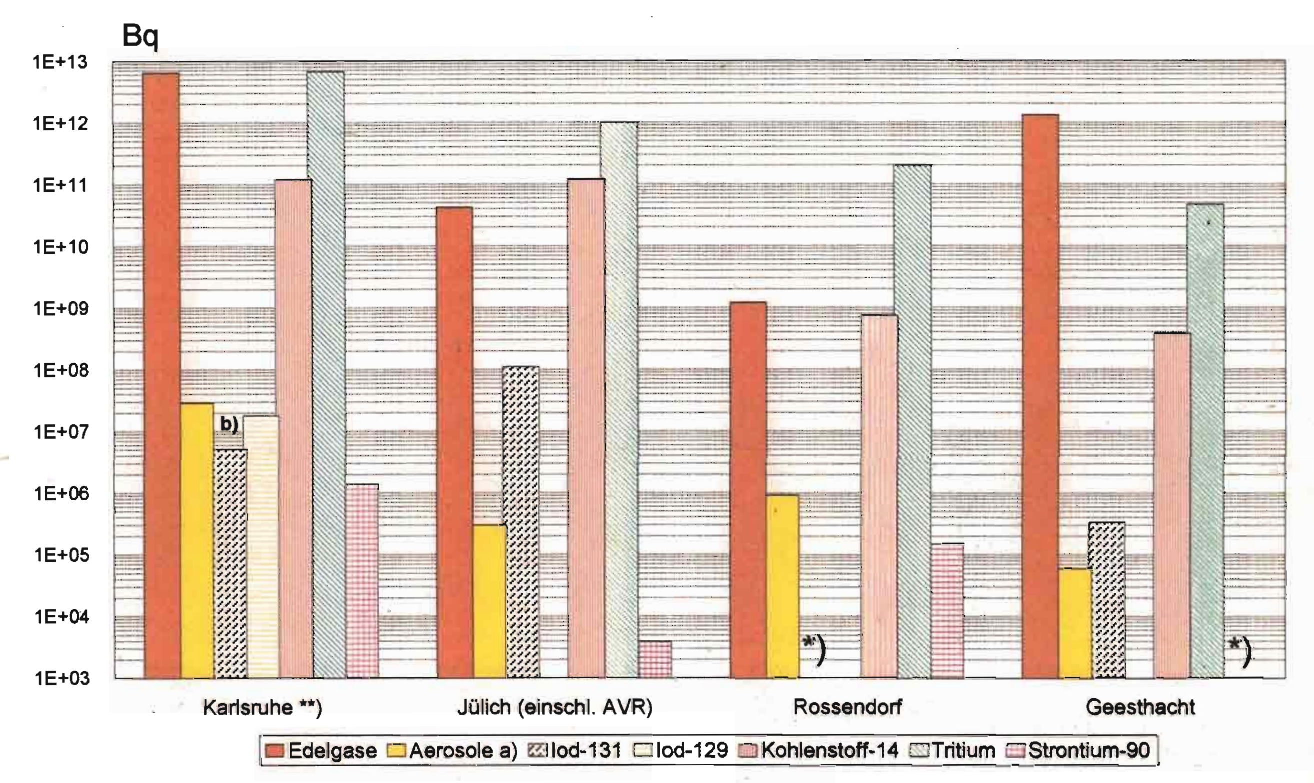
Abbildung IV.3

Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser aus Kernkraftwerken im Jahr 1994 (Summenwerte, Tritium und Alphastrahler)



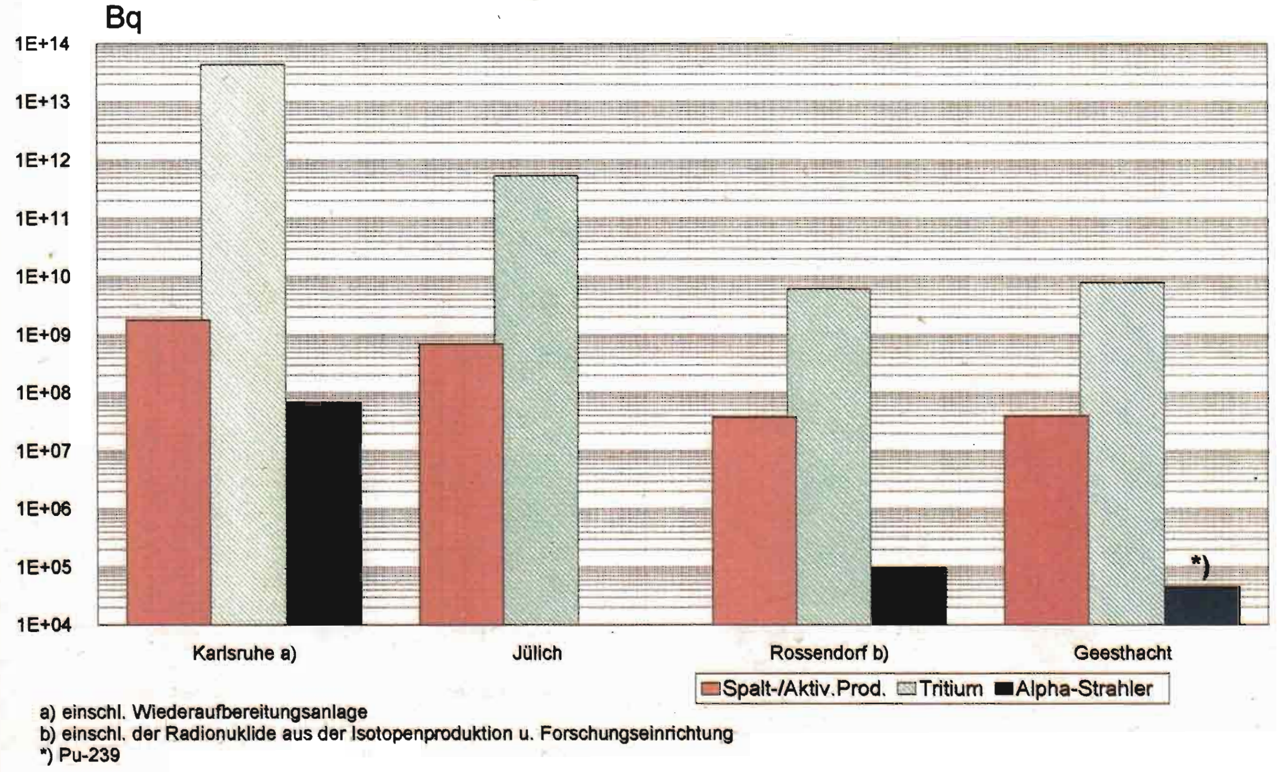
a) Betrieb beendet
b) Anlage seit 1990 außer Betrieb
c) Block A stillgelegt (geringfügige Abgaben sind in den für Block B+C angegeb. Daten enthalten)
Wird kein Wert angegeben, liegt die Aktivitätsableitung unterhalb der Nachweisgrenze.

Abbildung IV.4



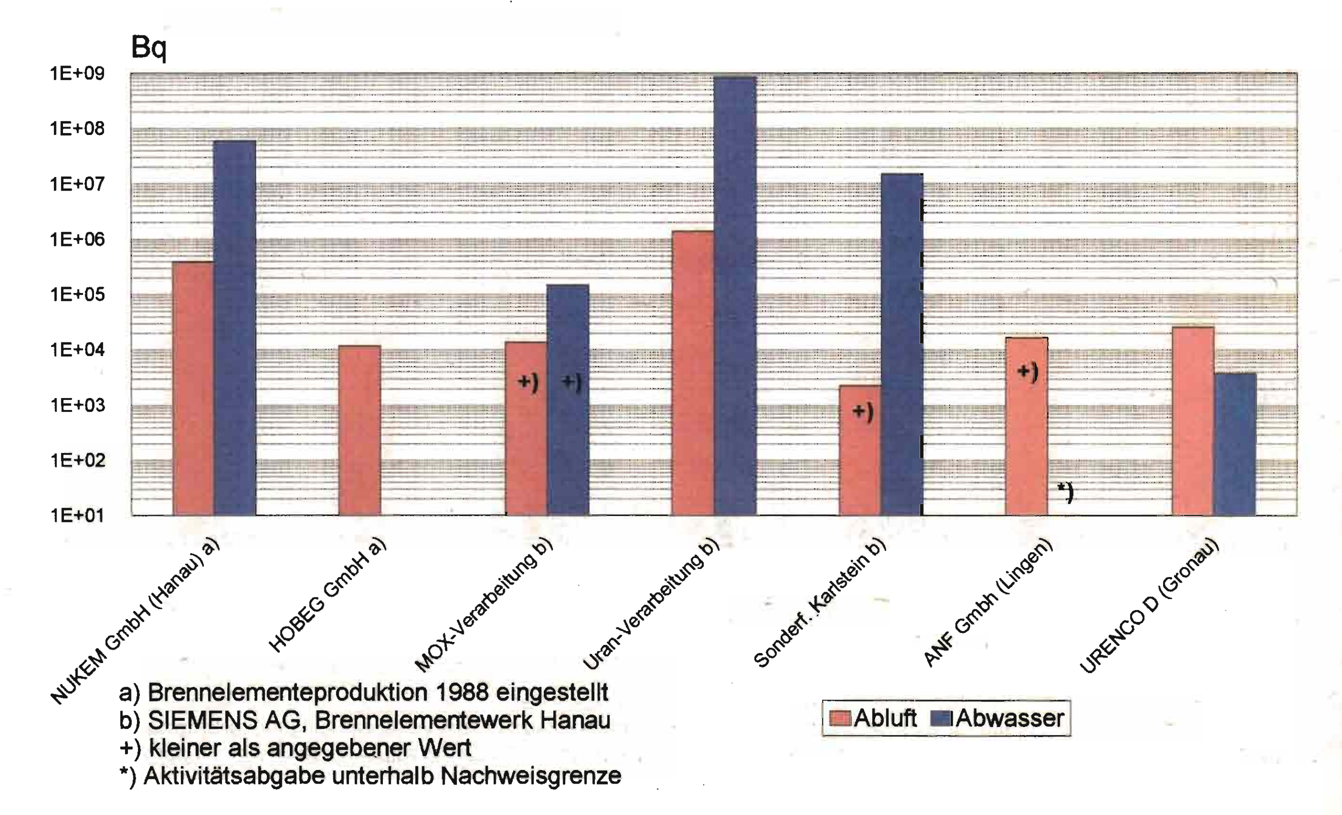
a) HWZ > 8 Tage; b) davon Alphastrahler: 7,5 E05 Bq
*) nicht nachgewiesen (kleiner oder gleich Nachweisgrenze)
**) einschl. Wiederaufarbeitungsanlage

Abbildung IV.5



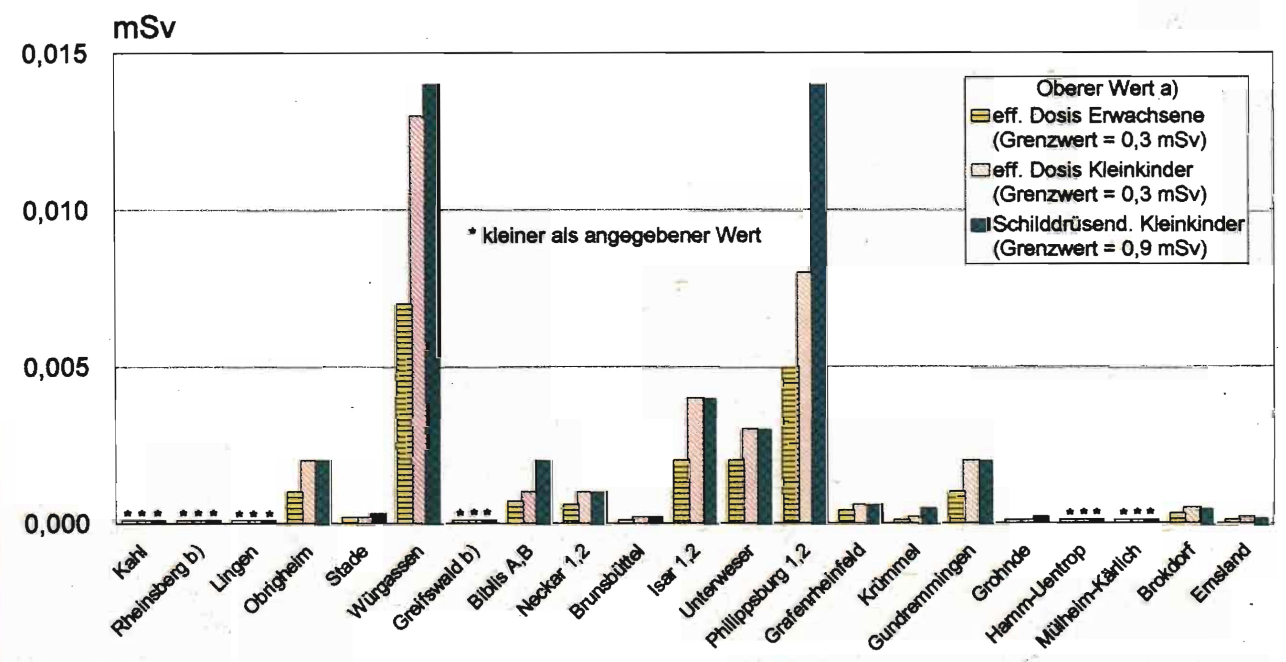
a) einschl. Wiederaufbereitungsanlage
b) einschl. der Radionuklide aus der Isotopenproduktion u. Forschungseinrichtung
*) Pu-239

Abbildung IV.6



a) Brennelementeproduktion 1988 eingestellt
b) SIEMENS AG, Brennelementewerk Hanau
+) kleiner als angegebener Wert
*) Aktivitätsabgabe unterhalb Nachweisgrenze

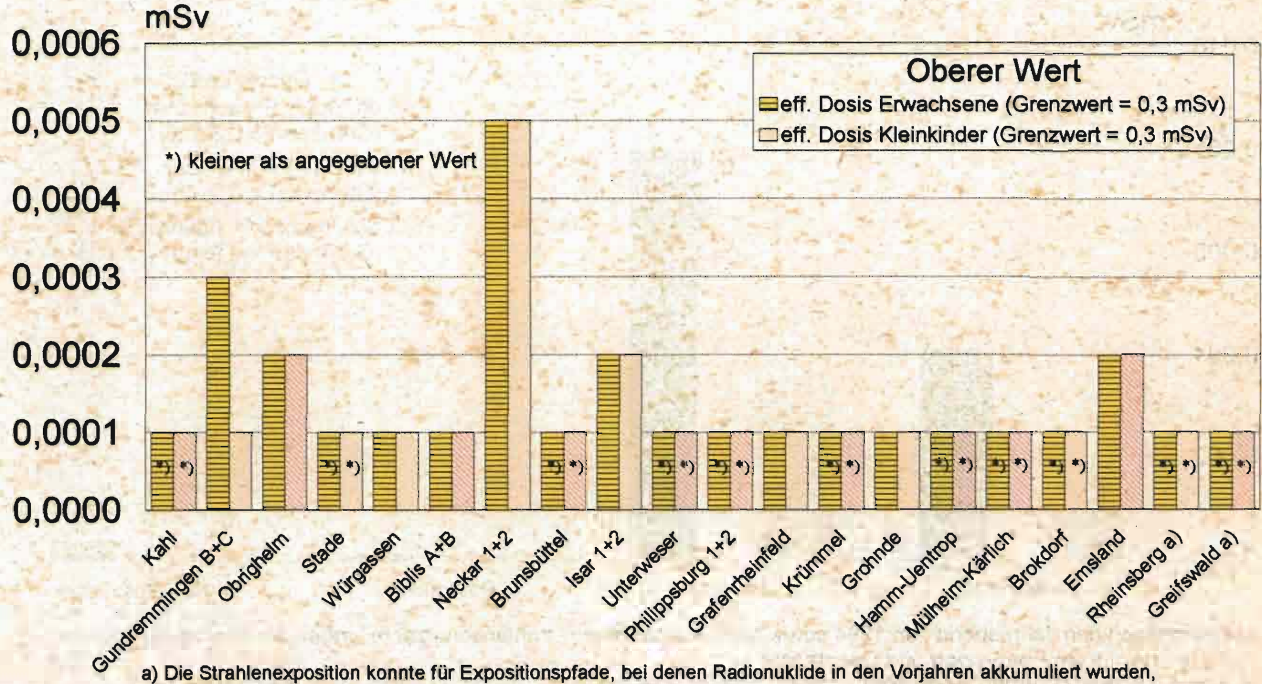
Abbildung IV.7



a) berechnet für eine Referenzperson an den ungünstigsten Einwirkungsstellen

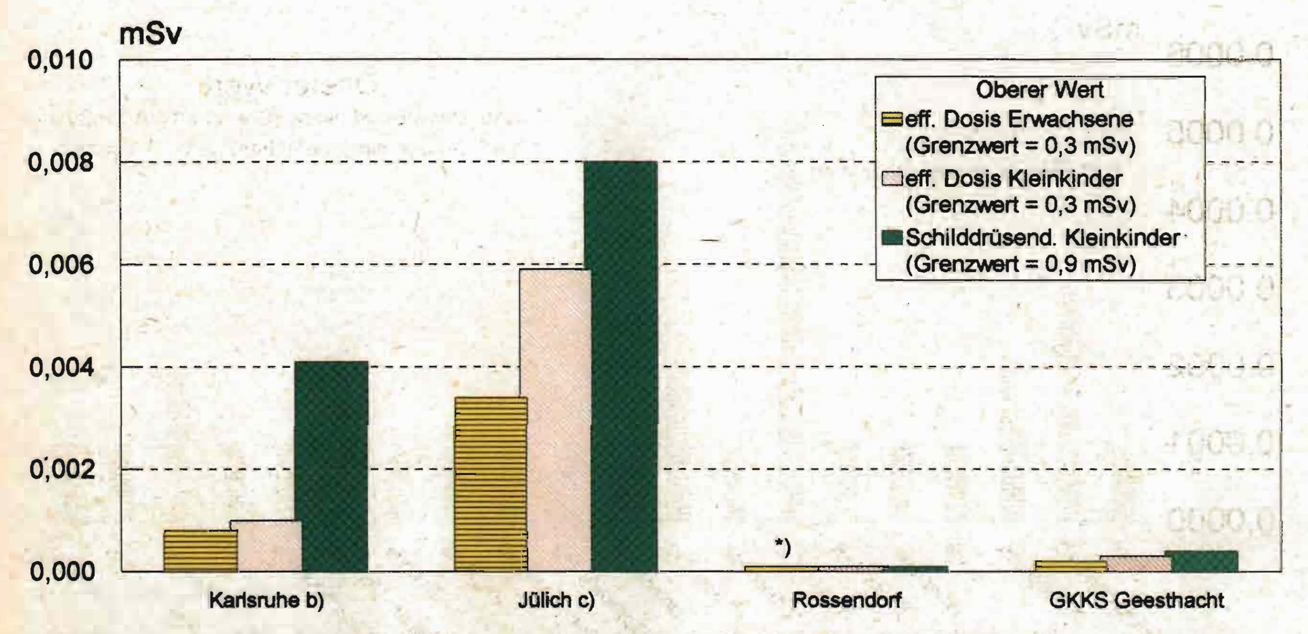
b) Die Strahlenexposition konnte für Expositionspfade, bei denen Radionuklide in den Vorjahren akkumuliert wurden, nur unvollständig berechnet werden, da bei diesen Kernkraftwerken Werte für die Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Abluft aus den Jahren vor 1990 (Greifswald) bzw. vor 1984 (Rheinsberg) nicht vorliegen.

Abbildung IV.8



a) Die Strahlenexposition konnte für Expositionspfade, bei denen Radionuklide in den Vorjahren akkumuliert wurden, nur unvollständig berechnet werden, da bei diesen Kernkraftwerken Werte für die Abgabe radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser aus den Jahren vor 1990 nicht vorliegen.

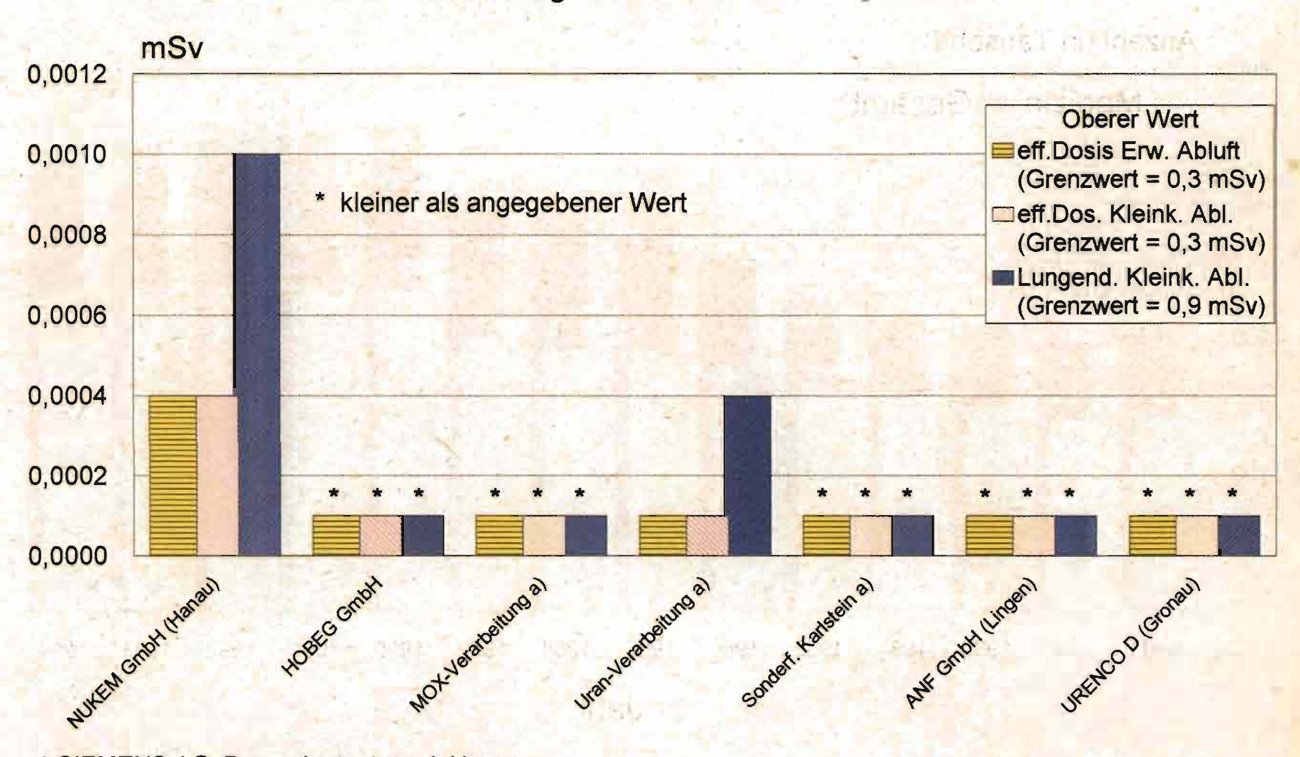
Abbildung IV.9



a) Entnommen den Jahresberichten 1994 sowie nach Angaben der Strahlenschutzabteilungen der Forschungszentren Karlsruhe, Jülich, Rossendorf und Geesthacht
b) einschl. Wiederaufarbeitungsanlage
c) einschl. Versuchsreaktor AVR
*) kleiner als angegebener Wert

Abbildung IV.10

Strahlenexposition im Jahr 1994 in der Umgebung der kernbrennstoffverarbeitenden Betriebe durch die Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Abluft



a) SIEMENS AG, Brennelementewerk Hanau

Abbildung IV.11

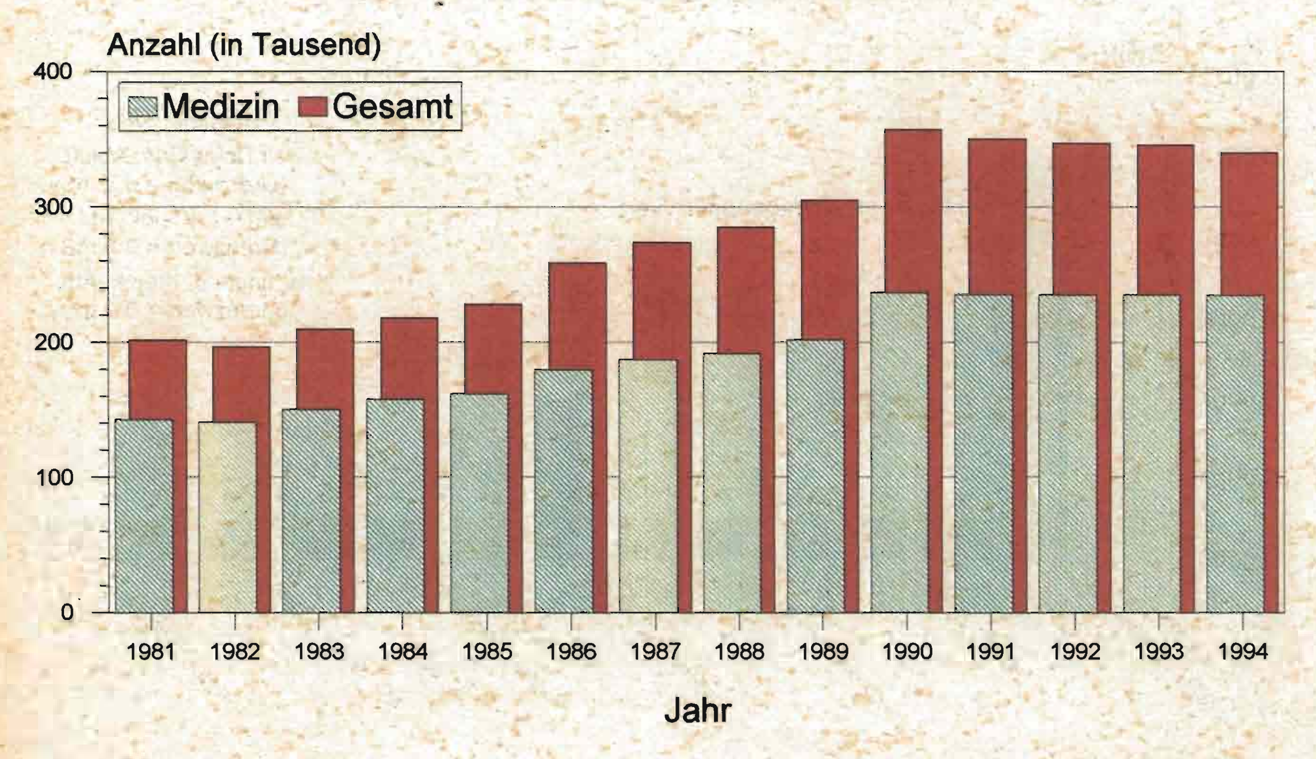


Abbildung IV.12

Entwicklung der jährlichen Kollektivdosis und Verteilung auf Strahlenanwendungsbereiche (ab 1990 einschließlich der neuen Bundesländer)

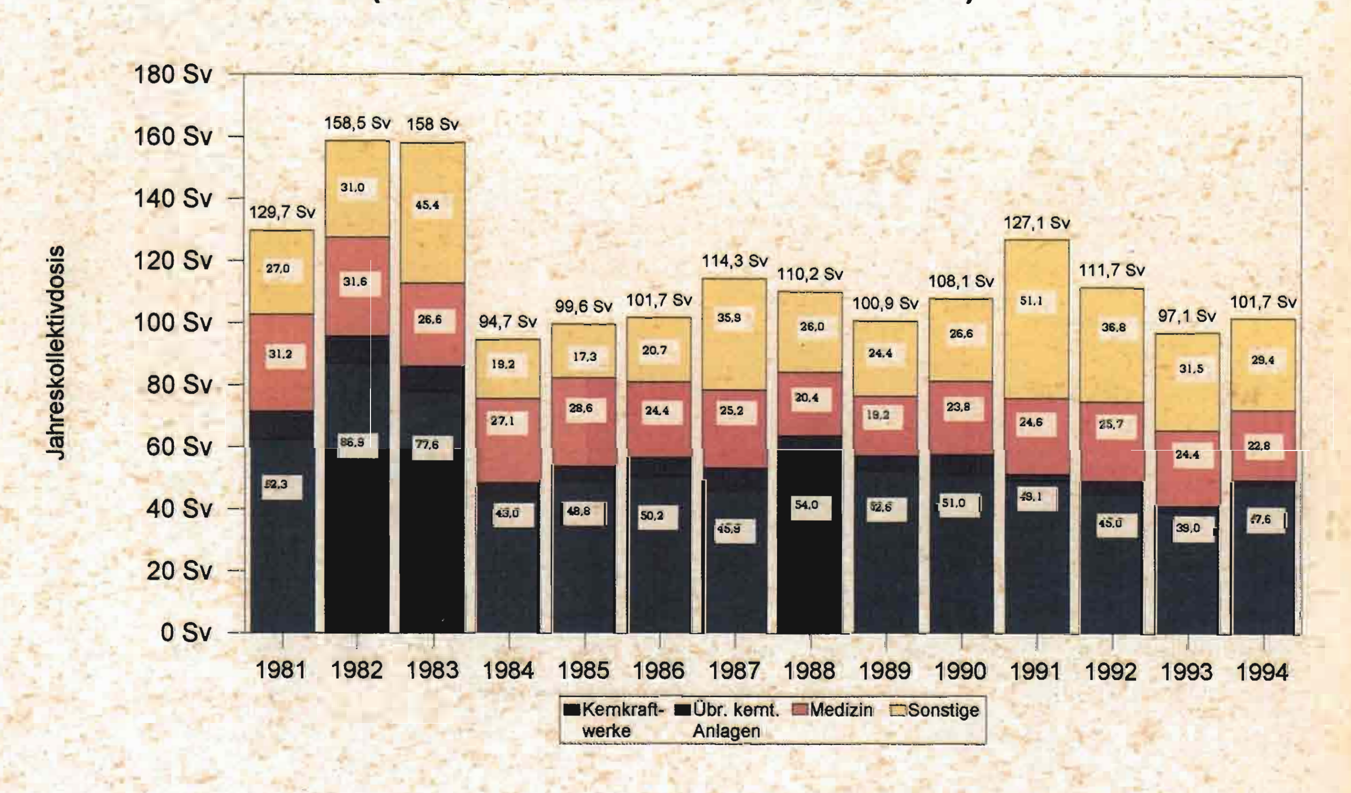


Abbildung IV.13

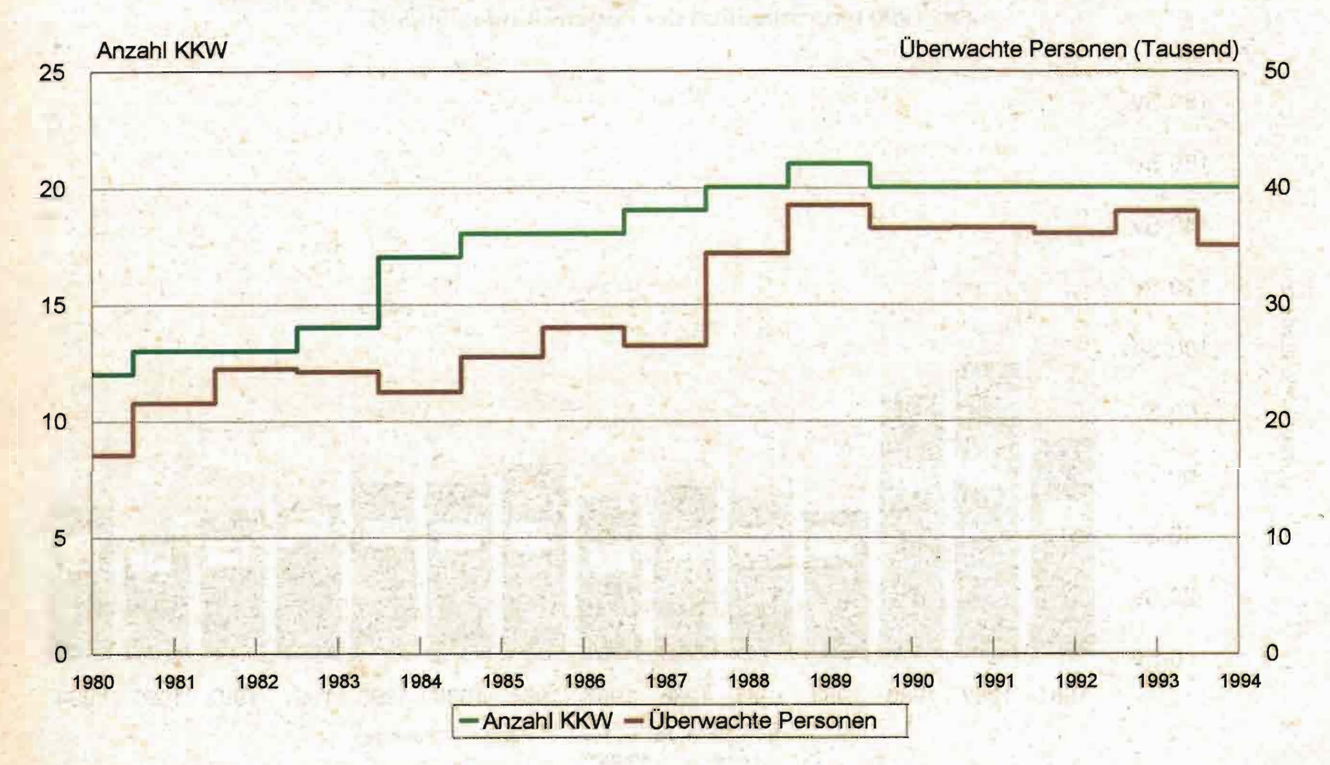
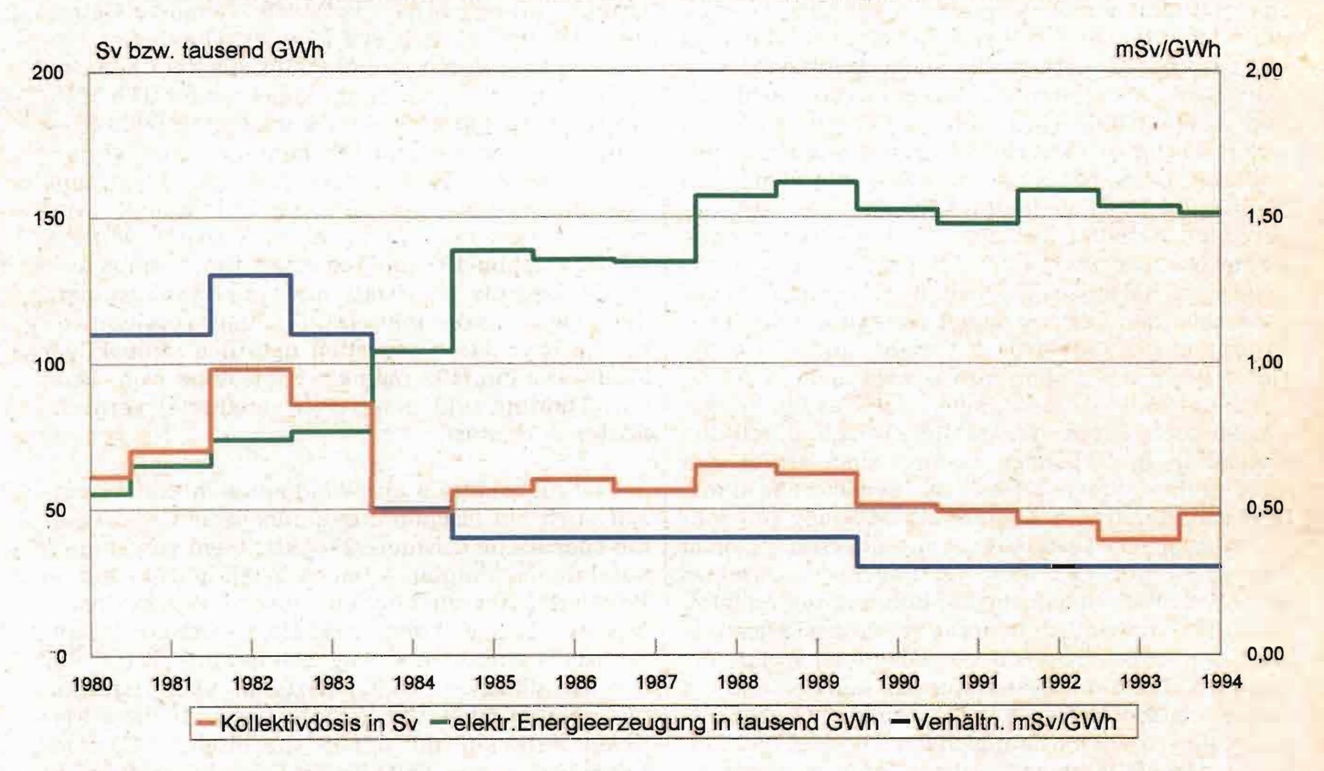


Abbildung IV.14



V. Strahlenexposition durch den Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl

Die mittlere Strahlenexposition der Bevölkerung durch den Reaktorunfall von Tschernobyl wird 1994 fast ausschließlich durch die Bodenstrahlung des im Jahr 1986 deponierten Radiocäsium verursacht, andere Radionuklide spielen keine Rolle mehr. Dabei leistet Cäsium-137 mit ca. 90 % den Hauptbeitrag zur Bodenstrahlung, da aufgrund seiner physikalischen Halbwertzeit von 30 Jahren noch 83 % der 1986 deponierten Aktivität vorliegen. Cäsium-134 hingegen ist auf weniger als 7 % des Ausgangswertes zurückgegangen. Bei ausschließlicher Berücksichtigung des physikalischen Zerfalls nimmt die externe Strahlenexposition gegenüber dem Vorjahr um ca. 6 % ab. Unter Berücksichtigung von Abschirmeffekten, die durch die Rauhigkeit des Bodens und das Eindringen des Radiocäsium in größere Tiefen sowie durch den Aufenthalt in Gebäuden bedingt sind, ergibt sich eine mittlere effektive Dosis der Bevölkerung durch Bodenstrahlung von weniger als 0,02 mSv pro Jahr (zum Vergleich: 1986 0,07 mSv). Südlich der Donau und in einigen Gebieten des Bayerischen Waldes und Ostdeutschlands kann die Bodenstrahlung infolge örtlich und zeitlich begrenzter starker Regenfälle zur Zeit des Durchzugs der radioaktiven Wolke, die zu einer erhöhten Ablagerung des Radiocäsium am Boden geführt haben, um bis zu einer Größenordnung höher sein. Im Vergleich dazu beträgt die mittlere externe Strahlenexposition durch terrestrische Strahlung von außen ca. 0,4 mSv und durch kosmische Strahlung in Meereshöhe ca. 0,3 mSv.

Grundnahrungsmittel wie Milch, Gemüse, Getreide, Obst und Fleisch aus landwirtschaftlicher Produktion sind durch Radiocäsium aus dem Reaktorunfall nur noch geringfügig kontaminiert. Die Meßwerte der spezifischen Aktivität bzw. Aktivitätskonzentration von Cäsium-137 liegen wie im Vorjahr in den meisten Fällen unter 1 Bq pro Kilogramm Frischmasse bzw. pro Liter. Im Durchschnitt wird mit der Gesamtnahrung eine Aktivität von ca. 0,2 Bq Cäsium-137 pro Tag zugeführt, woraus eine Ingestionsdosis von 0,001 mSv pro Jahr resultiert, die gegenüber der mittleren Strahlenexposition von ca. 0,3 mSv durch Ingestion natürlich radioaktiver Stoffe (Kalium-40, radioaktive Isotope von Uran und Thorium und deren Folgeprodukte) vernachlässigbar klein ist.

In Nahrungsmitteln aus Waldgebieten und vereinzelt auch bei Fischen aus Binnenseen sind weiterhin spezifische Cäsium-137-Aktivitäten von einigen hundert, in einigen Arten von Wildpilzen und in Wildfleisch bis zu einigen tausend Bq/kg Frischmasse zu verzeichnen, weshalb besondere Ernährungsgewohnheiten Abweichungen von der durchschnittlichen Aktivitätszufuhr über Ingestion bedingen können. Ein Verzehr von z. B. 200 g Maronenröhrlingen mit einer spezifischen Cäsium-137-Aktivität von 3 500 Bq/kg Frischmasse führt zu einer effektiven Dosis von 0,01 mSv.

Anhang

A. Strahlendosis und Strahlenwirkung

(Quelle: Veröffentlichungen der Strahlenschutzkommission, Band 14)

1. Strahlendosis und ihre Einheiten

Beim radioaktiven Zerfall von instabilen Nukliden werden energiereiche Teilchen emittiert. Bei Radionukliden, die aus kerntechnischen Anlagen freigesetzt werden, sind dies vor allem Alpha- und Beta-Teilchen sowie die Photonen der Gamma-Strahlung. Durch Photoeffekt, Comptoneffekt und Paarbildung erzeugen Photonen im bestrahlten Material energiereiche Elektronen und Positronen. Beim Durchgang der elektrisch geladenen Teilchen (Alpha- und Beta-Teilchen, Elektronen und Positronen) durch Materie wird die kinetische Energie der Teilchen diskontinuierlich in vielen Teilbeträgen auf die Materie übertragen. Es kommt dabei zur Ionisation und Anregung von Atomen und Molekülen und als deren Folge zur Radikalbildung. Die Dichte dieser Ionisations- und Anregungsereignisse längs der Teilchenbahn hängt von Strahlenart und Strahlenenergie ab. Man unterscheidet daher locker ionisierende Strahlungen (z. B. Beta- und Gamma-Strahlung) und dicht ionisierende Strahlung (z. B. Alpha-Teilchen). Die in Wasser als Referenzmaterial längs eines kurzen Teilstücks der Teilchenbahn durch Ionisation und Anregung auf die Materie übertragene Energie, dividiert durch die Länge dieses Wegstückes, wird als linearer Energietransfer (LET) bezeichnet.

Da Ionisations- und Anregungsprozesse zu molekularen Veränderungen führen, die den Ausgangspunkt für die Entwicklung biologischer Strahlenwirkungen bilden, bezieht sich der für ionisierende Strahlungen geltende Dosisbegriff auf die Energiedeposition in Materie durch Ionisation und Anregung. Die Energiedosis ist definiert als die in einem kleinen Volumenelement auf die Materie übertragene Energie, dividiert durch die Masse in diesem Volumenelement. Die verwendete Dosiseinheit ist das Gray (Gy), es entspricht einer Energieabsorption von einem Joule pro Kilogramm, z. B. einem Kilogramm Gewebe. Früher wurde für die Energiedosis das Rad (rd) als Dosiseinheit benutzt; 1 Gy ist gleich 100 rd. Zur quantitativen Dosisangabe bei strahlenbiologischen Dosiswirkungsbeziehungen dient die Energiedosis.

Schon relativ frühzeitig wurde allerdings erkannt, daß das Ausmaß einer biologischen Strahlenwirkung nicht alleine von der Energiedosis abhängt. Beim Vergleich verschiedener Strahlenarten miteinander zeigte sich, daß ionisierende Strahlen mit hohem LET (dicht ionisierende Strahlen, z. B. Alpha-Teilchen) wesentlich wirksamer sein können als ionisierende Strahlen mit niedrigem LET (locker ionisierende Strahlen, z. B. Beta- und Gamma-Strahlung) bei gleicher Energiedosis. Dies gilt für die einzelnen biologischen Effekte in unterschiedlichem Maße. Für die Abschätzung von Strahlenrisiken, für Grenzwertfestegungen und für Strahlenschutzmessungen erschien es daher notwendig, neben der Energiedosis auch die Strahlenqualität, d. h. die Strahlenart und -energie, zu berücksichtigen. Der lineare Energietransfer gilt vereinbarungsgemäß als physikalische Kenngröße der Strahlenqualität. Er kennzeichnet die vom Dosisbegriff nicht erfaßte Konzentration der auf die Materie übertragenen Energie längs der Teilchenbahnen. Aus diesen Gründen ist neben der Energiedosis D die Äquivalentdosis H für Strahlenschutzzwecke eingeführt worden. Die Äquivalentdosis ergibt sich aus der gemessenen oder berechneten Energiedosis durch Multiplikation mit einem von der Strahlenqualität abhängigen Bewertungsfaktor Q.

$$H = Q \cdot D$$

Der Bewertungsfaktor Q berücksichtigt die Unterschiede des biologischen Risikos bei den verschiedenen Strahlenqualitäten.

Zur Festlegung der Bewertungsfaktoren für die einzelnen Strahlenqualitäten sind experimentelle biologische Daten und klinische Erfahrungen zusammengefaßt worden. Um einen exakten Vergleich der biologischen Wirkungen bei verschiedenen Strahlenqualitäten vorzunehmen, wird zunächst die relative biologische Wirksamkeit (RBW) bestimmt. Die RBW ist definiert als der Quotient aus der Energiedosis einer Referenzstrahlung (D_{Ref}) und der Energiedosis der zu untersuchenden Strahlenqualität (D_{Test}), wobei in den Quotienten diejenigen Strahlendosen eingesetzt werden, die das gleiche Ausmaß der untersuchten biologischen Wirkung herbeiführen.

$$RBW = \frac{D_{Ref}}{D_{Test}} \text{ (bei gleicher biologischer Wirkung)}$$

Die Untersuchung der relativen biologischen Wirksamkeit hat ergeben, daß die resultierenden RBW-Werte nicht nur von der Strahlenqualität abhängig sind, sondern auch von dem gemessenen biologischen Endpunkt (z. B. Zelltod, Tumorbildung usw.), sowie von der Strahlendosis und anderen Faktoren. Ein biologisch exakt gemessener RBW-Wert gilt daher nur für sehr gut definierte experimentelle Bedingungen. Unter verschiedenen Bedingungen können bei gegebener Strahlenqualität auch unterschiedliche RBW-Werte resultieren.

Für den praktischen Strahlenschutz sind aus diesen Gründen die gemessenen RBW-Werte nicht unmittelbar verwendbar, sondern man hat auf der Grundlage der experimentellen RBW-Werte für die einzelnen Strahlenqualitäten Bewertungsfaktoren Q zur Ermittlung der Äquivalentdosis festgelegt. Sie beziehen sich ebenso wie die RBW-Werte auf harte Röntgenstrahlung als Referenzstrahlung. Die Zahlenwerte der Bewertungsfaktoren orientieren sich aus Sicherheitsgründen am oberen Wertebereich der experi-

mentell erhaltenen RBW-Werte für die jeweilige Strahlenqualität. Nach der Strahlenschutzverordnung gilt für die Berechnung der Äquivalentdosis der in Anlage VII der Verordnung angegebene LET-abhängige Bewertungsfaktor Q(L), der je nach Strahlenqualität Werte zwischen 1 und 20 besitzt. Ist das LET-Spektrum nicht genau bekannt, so darf näherungsweise der Bewertungsfaktor 1 für Beta- und Gamma-Strahlung, der Bewertungsfaktor 10 für Neutronen und der Bewertungsfaktor 20 für Alpha-Teilchen verwendet werden.

Die Einheit für die Äquivalentdosis ist heute das Sievert (Sv), früher wurde die Äquivalentdosis in Rem (rem) angegeben. Es gilt 1 Sv = 100 rem. Beispiel: D = 0,1 mGy; Q = 20; H = 2 mSv.

2. Externe und interne Bestrahlung

Bei einer Bestrahlung von außen (die Strahlenquelle befindet sich außerhalb des Organismus, externe Bestrahlung) ist die Eindringtiefe der verschiedenen Strahlenqualitäten in das menschliche Gewebe sehr unterschiedlich. Gamma-Strahlung hat wie Röntgen-Strahlung die Fähigkeit, den gesamten Körper zu durchdringen und ihn mit geschwächter Intensität wieder zu verlassen, während Alpha- und Beta-Teilchen relativ zu den Körperdimensionen nur eine geringe Eindringtiefe besitzen. Bei Alpha-Strahlung ist die Eindringtiefe so gering, daß nur die äußere Zellschicht der Haut betroffen ist. Die Keimschicht der Haut (stratum germativum), in der die Zellerneuerung stattfindet, liegt bei äußerer Alpha-Bestrahlung bereits außerhalb der Reichweite der Alpha-Teilchen. Bei Beta-Strahlung liegt die Eindringtiefe im Gewebe im Bereich von einigen Millimetern, so daß es bei einer Bestrahlung von außen bei relativ hohen Strahlendosen beispielsweise zu Hautschäden und Schäden der Augenlinse, aber nicht zu Schäden in tiefer gelegenen Geweben kommen kann. Bei niedrigen Strahlendosen ist die Bestrahlung durch Alpha- und Beta-Strahlung von außen für das Strahlenrisiko ohne Bedeutung. Radionuklide, bei deren Zerfall Alpha- bzw. Beta-Strahlung entsteht, sind jedoch dann für das Strahlenrisiko relevant, wenn sie mit der Nahrung, dem Trinkwasser oder durch Atmung dem Körper zugeführt werden und die Bestrahlung von innen erfolgt. Zur Bestimmung der Strahlendosis ist es bei einer Inkorporation der radioaktiven Stoffe notwendig, die Verteilung der Radionuklide und ihre Verweildauer im Organismus und in einzelnen Organen sowie Geweben genau zu kennen. Die Biokinetik, die sich vor allem aus dem Stoffwechselverhalten und anderen biologischen Vorgängen ergibt, muß bei der Dosisabschätzung für die Strahlenexposition von innen berücksichtigt werden. Neben zahlreichen, u. a. altersabhängigen biokinetischen Parametern gehen in die Dosisermittlung die physikalischen Eigenschaften der Strahlung und die physikalischen Halbwertszeiten der Radionuklide ein.

Radionuklide mit einer langen physikalischen Halbwertszeit und einer zusätzlich langen Verweildauer (lange biologische Halbwertszeit) im Organismus tragen nach einer Inkorporation über eine entsprechend lange Zeit zur Strahlendosis bei. Daher wird bei der Berechnung der Strahlendosis nach Inkorporation derartiger Radionuklide die 50-Jahre-Folgedosis (70-Jahre-Folgedosis bei Kindern) ermittelt. Das bedeutet, daß bei der Festlegung des Dosisfaktors die Dosisleistung (Strahlendosis in einem Zeitintervall, dividiert durch dieses Zeitintervall) über die auf die Inkorporation folgenden 50 Jahre (bzw. 70 Jahre) integriert (aufsummiert) wird. Unter diesen Prämissen sind Dosisfaktoren für die verschiedenen Inkorporationswege (z. B. Ingestion und Inhalation) sowie für verschiedene chemische Formen der inkorporierten Radionuklide (z. B. löslich und unlöslich) abgeschätzt worden.

Die Aktivität einer radioaktiven Substanz ist die Anzahl der spontanen Kernumwandlungen in einem kurzen Zeitintervall, dividiert durch dieses Zeitintervall. Sie wird in Becquerel (Bq) angegeben. Die Anzahl der Becquerel bezeichnet die Anzahl der spontanen Kernumwandlungen je Sekunde. Die frühere Einheit ist das Curie (Ci). 1 Ci ist gleich $3,7 \cdot 10^{10}$ Bq. Kenngröße für die Exposition von innen ist der Dosisfaktor, d. h. der Quotient aus der in einem bestimmten Gewebe oder Organ erzeugten Äquivalentdosis und der dem Körper zugeführten Aktivität eines bestimmten Radionuklids, gemessen in Sievert pro Becquerel (Sv/Bq). Durch Multiplikation des Dosisfaktors mit der Aktivität des aufgenommenen Radionuklids wird die Äquivalentdosis errechnet.

Die Konzentration der Ionisations- und Anregungsprozesse ionisierender Teilchen auf den Nahbereich der Teilchenbahnen (s. Kennzeichnung der Strahlenqualität durch den linearen Energietransfer) hat bei mikroskopischer Betrachtungsweise auch die Bedeutung einer von Zelle zu Zelle statistisch variierenden Anzahl der Teilchendurchgänge; die Energiedosis gibt nur den räumlichen Mittelwert der massebezogenen Energiedeposition an. Bei einer Energiedosis von 10 mGy erfährt z. B. nur einer unter ca. 40 Zellkernen des Querschnitts 60 μm^2 den Durchgang eines Alpha-Teilchens der Anfangsenergie 5 MeV. Erst bei wesentlich höheren Dosen – für Alpha-Teilchen bei etwa 50 mGy – kommt es ebensooft vor, daß ein Zellkern von einem bzw. von zwei oder mehr Alpha-Teilchen getroffen wird, aber auch bei dieser Dosis ereignet sich in etwa 30 % aller Zellkerne kein Teilchendurchgang. Bei locker ionisierender Strahlung erfahren in diesem Dosisbereich bereits alle Zellkerne eine annähernd gleiche Anzahl von Teilchendurchgängen.

Mit abnehmender Dosis kommt man also in einen Bereich, in dem nicht mehr alle, sondern nur noch einzelne Zellen und Zellkerne (Durchmesser des Kernes einer menschlichen Zelle: etwa 8 µm) von einem Teilchendurchgang betroffen werden. Die Zahl der dann noch getroffenen Zellkerne nimmt bei weiterer Erniedrigung der Strahlendosis proportional zu dieser ab. Der Dosisbereich, in dem diese inhomogene Verteilung der Teilchendurchgänge aufzutreten beginnt, ist von der Strahlenqualität abhängig. Bei Strahlung mit niedrigem LET liegt er tiefer als bei Strahlung mit hohem LET. So tritt dieses Phänomen bei Röntgen- und Gamma-Strahlung im Dosisbereich unterhalb etwa 3 mGy und bei 14 MeV Neutronen unterhalb

etwa 50 mGy auf. Bei Alpha-Strahlung (z. B. nach Zerfall von Plutonium-239) erstreckt sich der Bereich der vereinzelten Teilchendurchgänge zu noch höheren Dosen. Bei inkorporierten Radionukliden, die an Partikel (Aerosole) gebunden sind oder in Zellen durch Phagozytose akkumuliert sind, kann in der unmittelbaren Nachbarschaft eine zusätzliche Inhomogenität der mikroskopischen Dosisverteilung auftreten. Diese Bedingungen sind bei Radionukliden, die bei ihrem Zerfall Alpha-Teilchen emittieren, von besonderer Relevanz (hot particles).

3. Stochastische und deterministische Strahlenwirkung

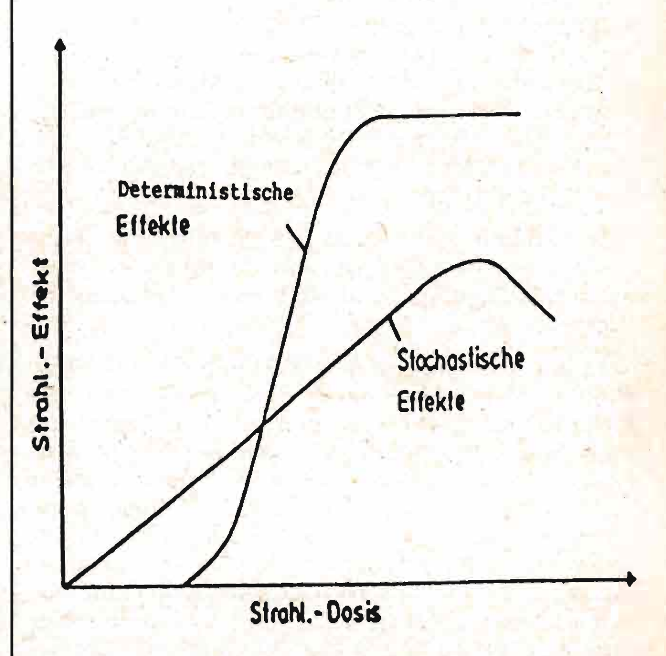
Im Strahlenschutz werden stochastische und deterministische Strahlenwirkungen unterschieden. Beide Kategorien von Schadenstypen haben grundsätzlich verschiedene Dosiswirkungsbeziehungen. Bei den deterministischen Strahlenwirkungen muß zunächst eine Schwellendosis überschritten werden, bevor die beschriebenen Effekte induziert werden können (Abb. A-1). Oberhalb der Schwellendosis steigt die Zahl der Effekte und der Schweregrad des Effektes mit steigender Dosis an. Der Entwicklung dieser Strahlenschäden liegt ein multizellulärer Mechanismus zugrunde. Es müssen viele Zellen geschädigt werden, damit es zu einer Manifestation derartiger Effekte kommt. Zu diesen Strahlenwirkungen zählen alle akuten Strahleneffekte, die Linsentrübung (Katarakt) und die Entwicklung von fibrotischen Prozessen in verschiedenen Geweben.

Bei einem zweiten Typ von Strahlenwirkungen, den stochastischen Effekten, wird davon ausgegangen, daß keine Schwellendosis besteht und daß die Wahrscheinlichkeit des Eintretens mit steigender Strahlendosis zunimmt. Auch bei kleinen Strahlendosen können also noch Wirkungen auftreten, wenn auch mit geringerer Wahrscheinlichkeit als bei höheren Dosen (Abb. A-1). Für den Strahlenschutz sind die stochastischen Strahlenwirkungen daher von entscheidender Bedeutung. Ihr Auftreten unterliegt einer Zufallsverteilung, d. h. in einem Kollektiv gleich exponierter Personen werden sie mit einer durch den statistischen Erwartungswert nur angenähert voraussagbaren Häufigkeit beobachtet. Als „Risiko" wird im Strahlenschutz die Wahrscheinlichkeit des Auftretens einer stochastischen Strahlenwirkung bei der Einzelperson bezeichnet; den Quotienten Risiko/Äquivalentdosis nennt man „Risikokoeffizient".

Zu dieser Kategorie von Strahlenwirkungen zählen die Induktion von vererbbaren Defekten und von malignen Erkrankungen (Leukämie und Krebs). Man geht davon aus, daß es sich hier um unizelluläre Prozesse handelt. Bei den vererbbaren Defekten muß nur eine Keimzelle geschädigt werden, damit es nach deren Beteiligung an einer erfolgreichen Befruchtung zu einer Mutation in der Folgegeneration kommt. Bei der Induktion von Leukämie und Krebs wird angenommen, daß die maligne Transformation einer Zelle ausreichend ist, um eine derartige Erkrankung zu verursachen. Man geht also davon aus, daß Leukämie oder Krebs mit einer gewissen Wahrscheinlichkeit durch eine einzige maligne transformierte Zelle hervorgerufen werden kann (monoklonales Wachstum).

Abbildung A-1

Schematische Darstellung der Dosiswirkungsbeziehungen für stochastische und deterministische Effekte



4. Genetisch vererbbare Defekte

Beim Menschen sind bisher keine genetischen Mutationen durch ionisierende Strahlen beobachtet worden, die zu einer quantitativen Abschätzung des genetischen Strahlenrisikos führen können. Auch bei Untersuchungen von Nachkommen der Überlebenden nach den Atombombenabwürfen in Hiroshima und Nagasaki sind bisher derartige Effekte nicht statistisch signifikant nachgewiesen worden. Man hat in diesem Zusammenhang bei der Untersuchung von mehr als 70 000 Kindern, deren Väter oder Mütter bzw. beide Elternteile bei den Atombombenabwürfen in Hiroshima und Nagasaki exponiert worden sind, lediglich einen angedeuteten, statistisch nicht ausreichend gesicherten Trend zu erhöhten Raten an genetischen Mutationen festgestellt.

Die quantitative Abschätzung des Strahlenrisikos beruht daher auf tierexperimentellen Untersuchungen, die vor allem an Mäusen durchgeführt worden sind. Bei diesen Untersuchungen werden lokale Bestrahlungen der Gonaden vorgenommen und nach Möglichkeit leicht diagnostizierbare Merkmale wie die Fellfarbe, Form der Ohren, Form des Schwanzes, die Bildung von Katarakten usw. analysiert. Diesen Veränderungen liegen dominante, aber auch rezessive Mutationen zugrunde. Es werden sehr häufig lineare Dosiswirkungsbeziehungen für diese Effekte ermit-

telt, so daß aus der Steigung derartiger Dosiswirkungsbeziehungen die Mutationsrate pro Gray bzw. Sievert errechnet werden kann.

Die Versuchsergebnisse an Mäusen sind in überwiegendem Maße nach Strahlendosen im Bereich von 1 Gy und höher gewonnen worden, im allgemeinen hat eine Bestrahlung mit hoher Dosisleistung stattgefunden. Um diese Versuchsergebnisse für die Abschätzung des Strahlenrisikos beim Menschen verwenden zu können, sind zwei Annahmen notwendig:

1. Bei locker ionisierenden Strahlen und relativ kleinen Dosen und Dosisleistungen besteht zwischen Dosis und Zahl der induzierten Mutationen eine lineare Dosiswirkungsbeziehung ohne Schwellenwert. Diese Form der Dosiswirkungsbeziehung ist bereits bei den stochastischen Strahlenwirkungen besprochen worden.
2. Die Mutationshäufigkeit in Keimzellen des Menschen und der Maus ist nach identischen Bestrahlungsbedingungen und Strahlendosen etwa gleich groß.

Aufgrund der vorhandenen Erkenntnisse über den Wirkungsmechanismus ionisierender Strahlung und der Entstehung der Mutationen in Keimzellen, die zu vererbbaren Defekten führen, steht es in der wissenschaftlichen Diskussion heute weitgehend außer Zweifel, daß eine Dosiswirkungsbeziehung ohne Schwellendosis existiert und damit auch bei niedrigen Dosen und niedriger Dosisleistung mit entsprechend geringer Wahrscheinlichkeit Mutationen auftreten können. Es ist gezeigt worden, daß bei einer chronischen Bestrahlung über 300 Tage mit Gamma-Strahlen und einer Dosisleistung von 0,01 Gy pro Tag, ebenso wie nach einer fraktionierten Bestrahlung von 0,1 Gy pro Tag über 60 Tage, Mutationen bei Mäusen induziert werden können.

5. Induktion von Leukämie und Krebs

Während für die Abschätzung des genetischen Strahlenrisikos keine ausreichenden Erfahrungen beim Menschen vorliegen, kann man für die Abschätzung des Leukämie- und Krebsrisikos auf eine Vielzahl von Daten aus epidemiologischen Untersuchungen beim Menschen zurückgreifen. In Betracht kommen hierfür vor allem Untersuchungen an

- Überlebenden nach den Atombombenabwürfen in Hiroshima und Nagasaki
- Personen nach beruflichen Strahlenexpositionen
- Patienten mit medizinischen Strahlenexpositionen.

Da eine strahlenbedingte maligne Erkrankung sich nicht von einer „spontanen" malignen Erkrankung unterscheidet, können Leukämie oder Krebs im Einzelfall nicht allein aufgrund ihrer Erscheinungsform oder ihres klinischen Verlaufes als strahlenbedingte Erkrankung erkannt werden. Nur epidemiologisch-statistische Untersuchungen können dazu beitragen, quantitative Daten für die Risikoabschätzung beim Menschen zu erhalten. Strahlenexponierte Personengruppen müssen dabei nicht-exponierten Personengruppen gegenübergestellt werden. Dann kann erkannt werden, ob und in welchem Ausmaß die Raten an Leukämie und Krebs nach Bestrahlung in der exponierten Gruppe erhöht sind. Auch hier ist auf individueller Basis eine qualitative Unterscheidung hinsichtlich der Frage, ob der Krebs strahlenbedingt ist oder nicht, nicht möglich. Es kann lediglich die Wahrscheinlichkeit ermittelt werden, mit der eine individuelle Krebserkrankung durch die vorausgegangene Bestrahlung verursacht ist.

Erschwert werden diese Untersuchungen dadurch, daß die Erkrankungen mit einer erheblichen Latenzzeit (5–10 Jahre bei Leukämie und mehrere Jahrzehnte bei Krebs) auftreten können und damit analytisch, z. B. hinsichtlich der Anamnese, schwerer zugänglich werden. Da Leukämien mit einer relativ kurzen Latenzzeit nach einer Bestrahlung und mit einem besonders hohen relativen Risiko beobachtet werden, liegen für diese Erkrankungen verhältnismäßig umfangreiche Daten vor.

Es wird beobachtet, daß vor allem myeloische Leukämien (akute und chronische Erscheinungsformen), aber auch akute lymphatische Leukämien, nach Bestrahlung vermehrt auftreten. Dagegen sind chronisch-lymphatische Leukämien nicht erhöht beobachtet worden. Die Untersuchungen an den Überlebenden in Hiroshima und Nagasaki, aber auch bei Patientengruppen, wie z. B. nach Bestrahlung wegen Morbus Bechterew, ergeben für die Gesamtpopulation, daß nach Strahlendosen im Bereich von 0,5 Sv und höher mit einer signifikanten Erhöhung der Leukämierate zu rechnen ist. Strahlendosen, die unter diesem Bereich liegen, haben bei epidemiologischen Untersuchungen von Gruppen der Gesamtbevölkerung nicht zu einer statistisch signifikant erhöhten Leukämierate geführt.

Nach unserem heutigen Verständnis bedeutet dieses nicht, daß geringere Strahlendosen als 0,5 Sv keine Leukämien hervorrufen können. Die Zahl der Fälle wird jedoch dann so klein, daß andere Faktoren wie Lebensgewohnheiten, genetische Prädispositionen usw., die das Krebs- und Leukämierisiko beeinflussen, mit ihrer Variabilität das strahlenbedingte Risiko überlagern, so daß letzteres sich aus den Schwankungen der „spontanen" Leukämie- und Krebsrate nicht mehr heraushebt. Bei den Überlebenden in Hiroshima und Nagasaki ist das Leukämierisiko nach einer Strahlendosis von 4 Gy etwa um den Faktor 15 erhöht. Dagegen ist das Risiko für alle Krebsformen außer Leukämien bei der gleichen Strahlendosis nur etwa um den Faktor 2 angestiegen. Dieser Zuwachsfaktor wird als „relatives Risiko" bezeichnet; die „spontanen" Raten an Leukämie und Krebs (Raten ohne Bestrahlung) entsprechen einem relativen Risiko von 1,0.

Neben dem Knochenmark (Induktion von Leukämie) und dem Brustgewebe zählen auch Lunge und die Epithelien der Bronchien zu den strahlenempfindlichen Geweben hinsichtlich der Induktion von Tumoren. Eine erhöhte Rate an Lungentumoren ist bei Bergarbeitern beobachtet worden, die in Bergwerken mit hohem Radongehalt tätig gewesen sind. Durch

den radioaktiven Zerfall dieses mit der Atemluft eingeatmeten Edelgases und vor allem seiner ebenfalls eingeatmeten, an Schwebstoffen angelagerten radioaktiven Zerfallsprodukte kommt es zu einer lokalen Strahlenexposition der Bronchial- und Lungenepithelien. Hierbei wird die Exposition in überwiegendem Maße durch Alpha-Strahlung hervorgerufen. Auch bei der Induktion von Knochentumoren liegen Erfahrungen nach Exposition durch Alpha-Strahlen vor. In diesem Falle sind Untersuchungen nach Behandlung mit Radiumpräparaten durchgeführt worden. Das Radium wurde injiziert und hat sich vor allem im Knochengewebe abgelagert.

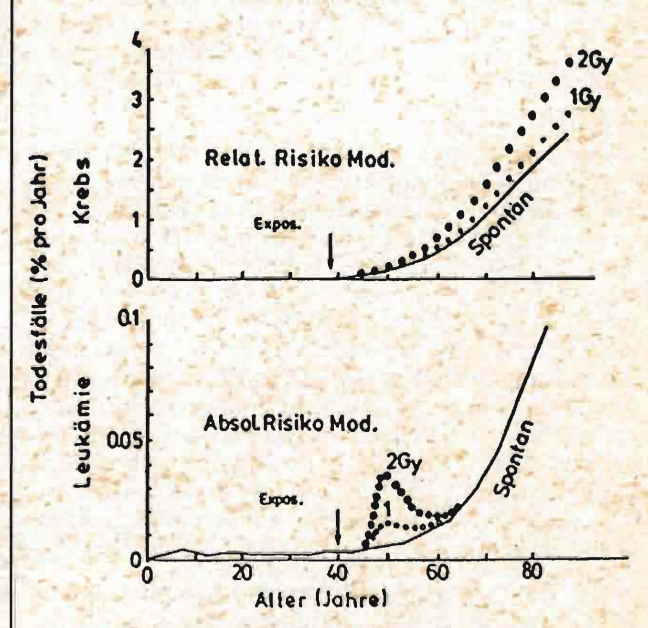
6. Risikoabschätzung

Für die Risikoabschätzung wird außer bei Leukämie und Knochentumoren von einem sogenannten relativen Risikomodell ausgegangen. Für Leukämien und Knochentumoren dagegen wird das absolute Risikomodell zur Risikoabschätzung eingesetzt. Bei dem letzteren Risikomodell geht man davon aus, daß nach einer Latenzzeit die Rate an Erkrankungen über der „spontanen" Rate liegt, nach einer weiteren Periode aber keine zusätzlichen strahlenbedingten Erkrankungen auftreten (Abbildung A-2). Offensichtlich haben sich dann alle strahlenbedingten Erkrankungen manifestiert. Beim relativen Risikomodell liegt die Rate an malignen Erkrankungen in der bestrahlten Personengruppe ebenfalls nach einer Latenzzeit über der „spontanen" Rate, aber diese Erhöhung bleibt bis zum Lebensende erhalten. Das „relative Risiko", d. h. die relative Zunahme der strahlenbedingten Rate im Vergleich zur „spontanen" Rate, wird dabei als über die Lebenszeit konstant angenommen (Abbildung A-2). Das bedeutet, daß auch die strahlenbedingten Tumoren vorwiegend erst in einem Alter beobachtet werden, in dem die „spontanen" Tumoren ohne Bestrahlung manifest werden. Die Abschätzung des strahlenbedingten Krebsrisikos auf der Basis des relativen Risikomodells stellt eine maximale Risikoabschätzung dar.

Die vielfältigen epidemiologischen Untersuchungen haben ergeben, daß eine statistisch signifikante und damit zahlenmäßig bestimmbare Erhöhung maligner Erkrankungen im allgemeinen erst im Dosisbereich von einigen Zehntel bis einem Sievert eintritt. In niedrigeren Dosisbereichen, die für die berufliche Strahlenexposition (einige mSv/a bis einige 10 mSv/a) und vor allem für Expositionen der Bevölkerung etwa in der Umgebung kerntechnischer Anlagen (einige 10 µSv/a) von Bedeutung sind, müssen daher die Strahlenrisiken durch rechnerische Extrapolation, ausgehend von diesen höheren Strahlendosen, ermittelt werden. Ferner sind die statistisch signifikanten epidemiologischen Daten der Leukämie- und Krebserhöhung nicht nur nach Exposition mit hohen Strahlendosen, sondern häufig auch nach Bestrahlung mit hoher Dosisleistung erhalten worden. Da die Exposition am Arbeitsplatz und in noch stärkerem Maße in der Umwelt bei niedriger Dosisleistung stattfindet, ergeben sich hier zusätzliche Schwierigkeiten bei der Extrapolation zur Ermittlung der Risikoeffizienten.

Abbildung A-2

Schematische Darstellung der Mortalität durch Krebs und Leukämie



Die durchgezogenen Kurven geben die „spontane" Mortalität durch diese Erkrankungen an. Die gepunkteten Kurven geben die Mortalität nach Strahlenexposition entsprechend dem „Relativen Risikomodell" und dem „Absoluten Risikomodell" an.

Für die Extrapolation wird angenommen, daß eine Schwellendosis nicht existiert und daß die Dosiswirkungsbeziehung für die Eintrittswahrscheinlichkeit stochastischer Effekte auch in diesem niedrigen Dosisbereich linear mit der Strahlendosis verläuft. Aufgrund unserer wissenschaftlichen Kenntnisse ist eine solche Annahme für den Strahlenschutz sinnvoll, der Beweis dafür steht aber noch aus. Um der niedrigen Dosisleistung im niedrigen Dosisbereich Rechnung zu tragen, werden für den Risikokoeffizienten häufig Reduktionsfaktoren von 2 bis 3 eingesetzt. Für die Induktion von Leukämie und Krebs hat sich in einer Reihe von Fällen ergeben, daß sowohl eine lineare als auch eine linear-quadratische Dosiswirkungsbeziehung angenommen werden kann. Für die Zwecke des Strahlenschutzes wird jedoch häufig der Einfachheit halber, und um Unterschätzungen auszuschließen, eine lineare Dosiswirkungskurve zugrunde gelegt.

Unter dieser Annahme ist eine Risikoabschätzung durch Extrapolation, ausgehend von den Daten bei hohen Strahlendosen, zu geringen Strahlendosen hin möglich. Es ergeben sich dann Risikokoeffizienten, die im Bereich von 200 bis 1 000 Todesfällen durch Leukämie und Krebs nach Ganzkörperexposition einer Million Menschen mit 10 mSv (1 rem) liegen (Risikoeffizient: $2 \cdot 10^{-2}$ Sv^{-1} bis $1 \cdot 10^{-1}$ pro Sv). Bei Berücksichtigung dieses Bereiches des Risikokoeffizienten ergibt eine Strahlendosis von 10 mSv eine Erhöhung der Leukämie- und Krebstodesrate, die im Bereich von einem bis einigen Promille der „spontanen" Leukämie- und Krebstodesrate unserer Bevölkerung liegt. Die Exposition der Bevölkerung in der

Umgebung kerntechnischer Anlagen der Bundesrepublik Deutschland liegt beim bestimmungsgemäßen Betrieb einschließlich von Auslegungsstörfällen im Bereich von einigen 10 μSv. Es müssen also Extrapolationen über mehrere Größenordnungen der Dosis (etwa um den Faktor 10^4) vorgenommen werden, um von dem Dosisbereich mit epidemiologisch ermittelten Daten in den Dosisbereich dieser Exposition zu kommen.

Wiederholte Berichte, daß die Zahl der Leukämieerkrankungen bei Kindern in der Umgebung von Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland erhöht sei, sind bisher mit epidemiologischen Methoden nicht bestätigt worden. Allerdings werden in Großbritannien in der Umgebung von Wiederaufarbeitungsanlagen und älteren Anlagen erhöhte Raten an Leukämien bei Kindern beobachtet. Die Strahlenexposition der Bevölkerung ist jedoch so gering, daß durch sie diese Erhöhung nicht erklärt werden kann. Andere Erklärungsansätze (etwa berufliche Strahlenexposition der Eltern; Umweltfaktoren, die an den Standorten vorhanden, aber unabhängig von der Anlage sind) wurden entwickelt, können aber nicht als gesichert gelten.

In der Bundesrepublik Deutschland werden derzeit Studien[1]) zum Thema „Kindliche Leukämie in der Umgebung Kerntechnischer Anlagen" durchgeführt.

Die Breite des Schätzintervalls für den Risikokoeffizienten spiegelt die in den Abschätzungen liegende Ungenauigkeit nur bedingt wider. Sie ergibt sich u. a. daraus, daß die neueren Untersuchungen an den Überlebenden der Atombombenabwürfe in Japan zu höheren Risikofaktoren führen. Die höheren Risikofaktoren bei der japanischen Population ergeben sich aus drei Gründen:

1. Neue Rechnungen zur Dosimetrie nach den Atombombenexplosionen haben zu neuen Dosisabschätzungen geführt.
2. In den letzten Jahren sind neue Daten zu den Leukämie- und Krebsraten erhoben worden. Es sind vor allem neue Erkrankungen bzw. Todesfälle bei den im jungen Alter exponierten Personen beobachtet worden.
3. Diese Befunde haben zu dem Konzept des relativen Risikos geführt. Damit wird das Strahlenrisiko für die noch lebenden exponierten Personen in die Zukunft projiziert. Die noch zu erwartenden Krebstodesfälle werden mit Hilfe der Altersabhängigkeit des Krebsrisikos nicht exponierter Personen unter Annahme eines zeitlich konstanten strahlenbedingten relativen Risiko ermittelt.

Während der erste Umstand den Risikoeffizienten nicht erheblich beeinflußt hat, tragen die Gründe 2 und 3 in erheblichem Maße zur Erhöhung bei. Der Risikoeffizient liegt dann etwa um den Faktor 3 bis 5 höher als früher angenommen.

---

[1]) Studie des Instituts für Medizinische Statistik und Dokumentation der Universität Mainz (Autor: Professor Jörg Michaelis) „Untersuchungen der Häufigkeit von Krebserkrankungen im Kindesalter in der Umgebung westdeutscher kerntechnischer Anlagen 1980–1990" Mainz 1992. Diese Studie kann beim Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit angefordert werden.

7. Effektive Dosis[2])

Für die Erfassung des Gesamtstrahlenrisikos bei kleinen Dosen ist die sogenannte effektive Dosis eingeführt worden. Sie enthält Bewertungsfaktoren zur Berücksichtigung des gesamten stochastischen Strahlenrisikos und bezieht infolgedessen sowohl die vererbbaren Defekte als auch die Induktion von Leukämie und Krebs ein. Aufgrund der unterschiedlichen Strahlenempfindlichkeiten in einzelnen Geweben und Organsystemen für die Induktion maligner Erkrankungen sind von der Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP) Bewertungsfaktoren (Wichtungsfaktoren) für die verschiedenen Gewebe und Organe festgelegt worden. Die Summe aller Wichtungsfaktoren beträgt 1,0. Zur Ermittlung der effektiven Dosis werden die Äquivalentdosen in den einzelnen Organen und Geweben mit den Wichtungsfaktoren multipliziert und die so erhaltenen Produkte addiert. Ein erheblicher Vorteil der effektiven Dosis liegt darin, daß das Strahlenrisiko auch bei einer inhomogenen Bestrahlung, z. B. einer selektiven Strahlenexposition einzelner Organe nach Inkorporation radioaktiver Stoffe, bewertet werden kann.

Kritisch eingewendet wird, daß die Wichtungsfaktoren auf das Mortalitätsrisiko und nicht auf das Morbiditätsrisiko durch Leukämie und Krebs abstellen. Für einzelne Organe, z. B. die Schilddrüse, bei denen die Therapie der betreffenden Tumoren gute Erfolge erzielt, würden die Wichtungsfaktoren für die Morbidität größer als für die Mortalität sein. Für Organe und Gewebe mit ungünstiger Therapieprognose der Tumoren wäre diese Situation umgekehrt. Allerdings würde auch bei Berücksichtigung des Morbiditätsrisikos definitionsgemäß die Summe aller Wichtungsfaktoren 1,0 betragen. Der Risikoeffizient insgesamt (Morbiditätsrate pro Dosis) würde jedoch höher als bei der Berücksichtigung der Mortalitätsraten liegen. Orientiert man die Dosisgrenzwerte für beruflich strahlenexponierte Personen und das damit verbundene Strahlenrisiko am Risiko anderer Berufe, so erhält man strengere Maßstäbe für die Dosisgrenzwerte, wenn man das Mortalitätsrisiko zugrunde legt.

Es wird ferner eingewendet, daß die Wichtungsfaktoren für einzelne Gewebe und Organe aufgrund neuerer epidemiologischer Daten verändert werden müssen. Da die Summe der Wichtungsfaktoren gleich 1,0 ist, ergibt sich bei einer homogenen Ganzkörperbestrahlung, daß die Ganzkörperdosis mit der effektiven Dosis identisch ist. Bei einer inhomogenen Bestrahlung, bei der einige Organe bzw. Gewebe besonders hoch belastet werden, schlagen dagegen diese hohen lokalen Bestrahlungen auf die effektive Dosis besonders durch. Dieses trifft u. a. auch für die natürliche Strahlenexposition zu, da in diesem Falle die Lunge und die Epithelien der Bronchien eine besonders hohe Strahlenexposition durch das Radon und seine radioaktiven Folgeprodukte erhalten. Die effektive Dosis wird heute anstelle der Ganzkörperdosis zur Angabe der Dosisgrenzwerte in Gesetzen, Verordnungen und Empfehlungen verwendet.

---

[2]) Gemäß ICRP-60 tritt anstelle des Begriffs „effektive Äquivalentdosis" der Begriff „effektive Dosis"

B. Erläuterung der benutzten Fachausdrücke

Aerosol	Gase mit festen oder flüssigen Schwebeteilchen
Aktivität	Anzahl der je Sekunde zerfallenden Atomkerne
Alphastrahler	Radionuklide, die Alphateilchen (Heliumatomkerne) aussenden
anthropogen	durch den Menschen beeinflußt, verursacht
Äquivalentdosis	Produkt aus Energiedosis und einem u. a. von der Strahlenart abhängigen Bewertungsfaktor. Die Äquivalentdosis ist das Maß für die Wirkung einer ionisierenden Strahlung auf den Menschen
Becquerel	SI-Einheit der Aktivität. Die Aktivität von 1 Becquerel (Bq) liegt vor, wenn 1 Atomkern je Sekunde zerfällt 1 Becquerel (Bq) = $2{,}7 \cdot 10^{-11}$ Curie
Betastrahlung	Teilchenstrahlung, die aus beim radioaktiven Zerfall von Atomkernen ausgesandten Elektronen besteht
Betasubmersion	Strahlenexposition durch Betastrahlung von radioaktiven Stoffen in der Atmosphäre
Curie	Alte Einheit der Aktivität. Die Aktivität von 1 Curie (Ci) liegt vor, wenn 37 Mrd. Atomkerne je Sekunde zerfallen. 1 Curie (Ci) = $3{,}7 \cdot 10^{10}$ Becquerel
Dekontamination	Beseitigung oder Verminderung von radioaktiven Verunreinigungen
Deterministisch	Nicht-stochastisch; deterministische Strahlenschäden sind solche, bei denen die Schwere des Schadens mit der Dosis variiert und ein Schwellenwert bestehen kann, z. B. Hautrötung, Augenlinsentrübung (siehe auch stochastisch)
Dosis	Siehe Energiedosis und Äquivalentdosis
Effektive Dosis	Summe der gewichteten mittleren Äquivalentdosen in den einzelnen Organen und Geweben des Körpers. Der Wichtungsfaktor bestimmt sich aus den relativen Beiträgen der einzelnen Organe und Gewebe zum gesamten Strahlenrisiko des Menschen bei Ganzkörperbestrahlung
Energiedosis	Quotient aus der Energie, die durch ionisierende Strahlung auf das Material in einem Volumenelement übertragen wird, und der Masse in diesem Volumenelement
Fall-out	Aus der Atmosphäre auf die Erde in Form kleinster Teilchen abgelagertes radioaktives Material, das zum Beispiel bei Kernwaffenversuchen entstanden ist
Gammastrahlung	Energiereiche elektromagnetische Strahlung, die bei der radioaktiven Umwandlung von Atomkernen oder bei Kernreaktionen auftreten kann
Gammasubmersion	Strahlenexposition durch Gammastrahlung von radioaktiven Gasen in der Atmosphäre
Gray	SI-Einheit der Energiedosis. 1 Gray (Gy) = 100 Rad
Ingestion	Allgemein: Nahrungsaufnahme Speziell: Aufnahme von radioaktiven Stoffen mit der Nahrung
Inhalation	Allgemein: Einatmung von Gasen Speziell: Aufnahme von radioaktiven Stoffen mit der Atemluft
Inkorporation	Allgemein: Aufnahme in den Körper Speziell: Aufnahme radioaktiver Stoffe in den menschlichen Körper
Ionisierende Strahlen	Elektromagnetische- oder Teilchenstrahlen, welche die Bildung von Ionen bewirken können (z. B. Alphastrahlen, Betastrahlen, Gammastrahlen, Röntgenstrahlen)
Isotop	Atomart eines chemischen Elements mit gleichen chemischen Eigenschaften (gleicher Ordnungszahl), aber verschiedener Massenzahl
Kontamination	Verunreinigung mit radioaktiven Stoffen
Kosmische Strahlung	Sehr energiereiche Strahlung aus dem Weltraum
Median	Siehe Zentralwert

Nuklearmedizin	Anwendung radioaktiver Stoffe in der Medizin zu diagnostischen und therapeutischen Zwecken
Nuklid	Durch Protonenzahl (Ordnungszahl) und Massenzahl charakterisierte Atomart
Organdosis	Mittelwert der Äquivalentdosis über ein Organ
Ortsdosis	Äquivalentdosis für Weichteilgewebe, gemessen an einem bestimmten Ort
Ortsdosisleistung	In einem kurzen Zeitintervall erzeugte Ortsdosis, geteilt durch die Länge des Zeitintervalls
Rad	Alte Einheit der Energiedosis. 1 Rad (rd) = 10 Milligray
Radioaktive Stoffe	Stoffe, die Radionuklide enthalten
Radioaktivität	Eigenschaft bestimmter chemischer Elemente bzw. Nuklide, ohne äußere Einwirkung Teilchen- oder Gammastrahlung aus dem Atomkern auszusenden
Radiographiegerät	Gerät zur zerstörungsfreien Durchstrahlungsprüfung von Materialien mittels Radionukliden
Radioiod	Radioaktive Iodisotope
Radionuklide	Instabile Nuklide, die unter Aussendung von Strahlung in andere Nuklide zerfallen
Rem	Alte Einheit der Äquivalentdosis. 1 Rem (rem) = 10 Millisievert
Röntgen	Alte Einheit der Ionendosis. 1 Röntgen (R) = 258 µC/kg
Si-Einheiten	Einheiten des Internationalen Einheitensystems (SI). Die Anwendung der Einheiten im Strahlenschutzmeßwesen ist durch die Ausführungsverordnung zum Gesetz über Einheiten im Meßwesen vom 13. Dezember 1985 (BGBl. I S. 2272) geregelt
Sievert	SI-Einheit der Äquivalentdosis. 1 Sievert (Sv) = 100 Rem, 1 Sievert = 1 000 Millisievert = 1 000 000 Mikrosievert
Somatisches Strahlenrisiko	Risiko der körperlichen Schädigung der von der Bestrahlung betroffenen Person, zur Unterscheidung vom genetischen Risiko, das für die Schädigung der Folgegenerationen besteht
Stochastisch	Zufallsbedingt; stochastische Strahlenschäden sind solche, bei denen die Wahrscheinlichkeit des Auftretens mit der Dosis variiert, nicht jedoch deren Schwere (siehe auch deterministisch)
Strahlenbelastung	Siehe Strahlenexposition
Strahlenexposition	Einwirkung ionisierender Strahlen auf den menschlichen Körper oder seine Teile
Terrestische Strahlung	Strahlung der natürlich radioaktiven Stoffe, die überall auf der Erde vorhanden sind
Tritium	Radioaktives Isotop des Wasserstoffs, das Betastrahlung sehr niedriger Energie aussendet
Zentralwert	Mittelwert, unterhalb dessen ebensoviel kleinere Werte wie oberhalb größere Werte liegen



Druck: Bonner Universitäts-Buchdruckerei, 53113 Bonn
Vertrieb: Bundesanzeiger Verlagsgesellschaft mbH, Postfach 13 20, 53003 Bonn, Telefon: 02 28/3 82 08 40, Telefax: 02 28/3 82 08 44
ISSN 0722-8333